

小特集

原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

Issues on Research and Development of Divertor towards DEMO -Current Status and Prospects-

1. はじめに

1. Introduction

上田 良夫

UEDA Yoshio

大阪大学大学院工学研究科

(原稿受付：2016年10月16日)

磁場閉じ込め核融合炉におけるダイバータは、炉心から周辺に排出されたプラズマが、磁力線に沿って輸送された後に集中する場所であり、その最も重要な役割は、核融合反応で生じたヘリウムの排気である。ヘリウムの排気の観点からは、周辺プラズマがダイバータへ集中することは、ダイバータにおけるヘリウムの圧力の上昇につながり望ましいが、一方で熱負荷が局所的に集中することで、プラズマ対向機器の熱除去が困難となる。原型炉において、以下に示すダイバータへの熱負荷低減措置を特に取らなければ、 100 MW/m^2 以上の熱負荷がプラズマ対向機器に入射すると考えられている。一方で、現状の固体プラズマ対向材料では、 10 MW/m^2 程度が除熱限界と考えられており、炉心から周辺プラズマにおける熱流の大幅な削減は不可欠である。このために、炉心プラズマや周辺プラズマでの放射損失の増加と、対向材料への荷電粒子束の低減のための非接触プラズマの形成が重要と考えられている。一方、原型炉環境においては、プラズマ対向機器は高い中性子負荷を受け、熱機械特性が劣化することが懸念されている。

したがって、原型炉のダイバータを成立させるためには、プラズマから対向機器への熱・粒子負荷を大幅に低減させる制御法の確立と、運転期間の機器の特性劣化を最小限に抑制し、必要な除熱特性を満たすプラズマ対向機器の開発が必要となる。さらにこれらの視点に加えて、安全性の視点（トリチウム保持量、炉内ダスト発生、等）、炉概念成立性の視点（炉内トリチウム蓄積の実効的 TBR への影

響、等）、経済性の視点、他の機器との整合性の視点、等の広い視野から、方式や使用材料の選択が行われなければならない。このように、核融合炉ダイバータ開発においては、炉心プラズマから炉工学までの幅広い分野における研究開発を、全体の整合性を取りながら進める必要がある。しかしながら、ダイバータの研究開発に携わる研究者が関連する様々な物理・工学課題について共通の認識を持ち、効率的にダイバータ研究開発を進める体制については、さらに整備を進めなければならないのが現状である。

ダイバータ研究開発の重要性については、すでに広く認識され、その研究開発方針についても検討が進められている。「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム（以下、合同コアチーム、と略称）」の報告書においては、核融合原型炉の開発に必要な技術基盤構築課題の一つとして明記されている（2014年7月及び2015年1月）。さらに、核融合エネルギーフォーラムでは、文部科学省からの依頼「ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策の検討について」（2015年7月22日）に基づいて、核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会の下に「ダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価ワーキンググループ」（以下、ダイバータ WG と略称）を設置し（2015年7月）、ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策を検討し、報告書をまとめている（2015年12月）。

本小特集は、このダイバータ WG 報告書に参考資料として記載された各専門分野の課題と研究方針を、学会誌の記事としてまとめ直したものである。ダイバータ WG 報告書

の根幹となる部分は、合同コアチーム報告書のダイバータに関する内容の評価であるが、そのなかで個々の課題のブレークダウンと原型炉開発への関連性を明確にすることが必要であることを明記しており、その具体的な内容がこの参考資料に示されている。したがって、この参考資料はダイバータ研究開発に直接的、あるいは間接的に係わるすべての研究者の方々に有益な内容を多く含んでいると考えている。

具体的には、2章で日本の原型炉設計におけるダイバータ概念検討の現状と開発課題について説明する(朝倉)。この内容は、現在、原型炉の主案として考えられているダイバータ概念の説明であり、まず知っておくべき内容と思う。続いて、3章ではプラズマ対向機器への熱負荷低減に必要である非接触プラズマについて説明される(3.1大野)。ここではこれまでの知見をまとめると共に、原型炉開発に向けた実験課題をまとめている。次に、原型炉ダイ

バータの概念設計に必要となるダイバータプラズマシミュレーションの現状と今後の研究課題について説明される(3.2星野)。原型炉ダイバータの設計のためには、信頼性の高いシミュレーションコードが必要とされ、その開発課題と研究計画についてまとめられている。4章と5章では、工学的課題を取り上げている。4章ではITERや原型炉におけるプラズマ対向機器の開発の現状と今後の研究開発課題(鈴木)、5章ではプラズマ対向機器に使用される材料(5.1タンゲステン、長谷川)、及び冷却管材料(5.2銅合金・フェライト鋼、濱口・谷川)について、研究の現状と今後の開発課題、特に中性子照射影響研究の重要性について説明がなされる。最後に、まとめとして、ダイバータWG報告書から、ダイバータ研究開発を加速するための研究体制や研究を加速するための方策などについての提言を示す(上田)。

小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

2. 日本における原型炉ダイバータ概念の現状と開発課題

2. Present Status of DEMO Divertor Concept in Japan, and Issues of the Development

朝倉 伸幸, 星野 一生

ASAKURA Nobuyuki and HOSHINO Kazuo

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2016年10月16日)

日本で検討が開始された1.5 GW核融合出力のトカマク原型炉 (DEMO) における熱排出シナリオとダイバータ設計の物理設計概念の現状について説明するとともに, 熱排出シナリオにおける主プラズマおよびダイバータ設計への要請および加速が必要な優先課題についてまとめる.

Keywords:

DEMO, power exhaust, impurity seeding, divertor, detachment plasma

2.1 原型炉設計活動の進展とダイバータ設計の課題

近年, 日本のトカマク原型炉設計は, 欧州との共通課題を中心に幅広いアプローチ活動 (Broader Approach)・原型炉設計活動 (Demo Design Activity) において進められている[1]. さらに, 2014年7月にまとめられた「合同コアチーム (核融合原型炉開発のため技術基盤構築中核的役割を担うチーム)」による報告書の「原型炉に求められる基本概念」に従い, 2015年6月に発足した原型炉設計合同特別チームにおいて, “21世紀中葉までに確実に実用化のめどを得るため, 現在の技術基盤および今後の技術見込を考慮した”修正が検討されている. 日本の原型炉概念は以前と同様に定常プラズマ運転をめざしているが, 核融合出力3 GWをめざす設計概念, 例えばJAEA (現在QST) が提案したSlimCS[2-5], を修正し, 1.5 GWレベルの核融合出力で主半径 (R_p) を8-9 mとした新たな原型炉を想定し, 国際熱核融合実験炉ITERの物理・工学設計概念を延長した検討が進められている[6]. この原型炉の設計概念の詳細は省略するが, プラズマパラメータ例を表1に示す.

原型炉の核燃焼プラズマから排出される熱流とプラズマ粒子の処理を行うダイバータの設計は, 核融合炉の実現に向けた最重要課題である. この原型炉概念でも主プラズマから周辺部へ排出される熱流はITERの3倍であり, さらに定常プラズマ運転を行うためには対向材の損耗を低減する必要があり, プラズマをダイバータ板前面の広い領域で低温化して非接触 (デタッチメント) ダイバータとする設計が不可欠である. 非接触プラズマ発生機構の理解と制御の課題については2.3節でふれ, 3章で詳しく説明される.

熱流への対処のためITERでは, 不純物ガスを入射することによりスクレープオフ層(SOL)へ排出されたパワー (P_{sep} :100 MW) のうち50-60%をダイバータ部で放射損失させるとともに非接触プラズマを発生させることにより, ダイバータ板への定常的な熱負荷を冷却設計 (10 MWm⁻²程度) 以下に制御可能であることが示されている[7]. 一方, 上記の原型炉概念では, 約300 MWの熱エネルギーが

表1 核融合出力1.5 GWレベル, 主半径8.5 mとした日本の原型炉の主要プラズマパラメータ例[6].

	Parameters	DEMO2014 (Steady-state)	ITER (Q=10 inductive)
Size & Configuration	R_p (m)	8.5	6.2
	a_p (m)	2.42	2.0
	A	3.5	3.1
	K_{95}	1.65	1.70
	q_{95}	4.1	3
	I_p (MA)	12.3	14
	B_T (T)	5.94	5.3
Absolute Performance	B_T^{max} (T)	12.1	12
	P_{fus} (MW)	1462	500
	P_{gross} (MWe)	507	--
	Q	17.5	10
	P_{ADD} (MW)	83.7	73
Normalized Performance	$\langle n_e \rangle (10^{19} m^{-3})$	6.6	~10
	HH_{95Y2}	1.31	1.0
	β_N	3.4	1.8
	f_{BS}	0.61	0.15
	n_e/n_{GW}	1.2	~0.9
Power exhaust	n_{He}/n_e (%)	7%	<5%
	n_{imp}/n_e (%)	0.25% (Ar)	N ₂ , Ne, Ar
	$P_{\alpha} + P_{ADD}$ (MW)	376	173
	$P_{rad, main}$ (MW)	82	~70
	P_{sep} (MW)	294	~100
	P_{sep}/R (MW/m)	34.5	16

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Rokkasho, AOMORI 039-3212, Japan

corresponding author's e-mail: asakura.nobuyuki@qst.go.jp

周辺部へ排出されるため、ダイバータの冷却設計を ITER 程度としても、その80%程度をダイバータと主プラズマ周辺部で放射損失させる必要がある。一方、表1に記すような高いプラズマ閉じ込め性能 (H_{89y2} [8], HH ファクター) や不純物による粒子希釈の課題を解決するプラズマ開発が必要である。さらに、放射損失パワーはダイバータ板および第一壁への熱負荷となるとともに、原型炉では ITER より大きな中性子およびガンマ線による核発熱が加わる。したがって、原型炉における熱排出シナリオでは、ITER 以上のプラズマ性能への要求とダイバータでの熱処理の物理・工学設計とが矛盾しない指標を設定する必要がある。

本章では、現状の日本のトカマク原型炉設計における熱排出シナリオとプラズマ設計への要請 (2.2節)、ダイバータの物理検討の進展 (2.3節)、さらに原型炉ダイバータ設計の優先課題 (2.4節) をまとめる。

新たな原型炉ではダイバータの工学概念においても、「現在の技術基盤と今後の技術見込を考慮し」、ITER ダイバータの概念[9,10] (W モノブロック構造として、ブランケット設計と同様な加圧水冷却を使用) を基本設計として進められている。一方、核融合出力が1.5 GW レベルの原型炉では、中性子照射フラックスは3倍程度であるが、定常放電となるためフルエンスは50–100倍に増加する。こうした環境を考慮し検討された設計概念、および最大 10 MWm^{-2} の熱負荷分布と核発熱を想定した熱除去設計[11]については第4章で説明される。水素およびヘリウムプラズマの照射フルエンスの増加による W 対向材の表面変質 (morphology) およびパルス熱負荷による溶融も原型炉では ITER 以上に厳しくなるが、現在の研究状況は過去の関連記事を参照いただきたい[5,12–14]。

また、原型炉では核融合反応で生成されたアルファ粒子 (ヘリウム) の発生量も ITER と比較して増加するが、ダイバータはヘリウム灰 (不純物) を排気する重要な役割がある。非接触プラズマを維持した状態で、ヘリウムや不純物イオンが主プラズマへ逆流し燃料希釈しないよう十分な排気性能が得られるダイバータ形状、排気経路と真空ポンプの工学設計も不可欠である。本小特集では省略する。

2.2 原型炉プラズマの設計と熱排出シナリオ

原型炉における熱排出シナリオでは、主プラズマ (シンクロトロン放射、制動放射および線放射を想定) および SOL (線放射を想定) における放射損失パワー ($P_{\text{rad}}^{\text{main}}$ および $P_{\text{rad}}^{\text{SOL}}$) を ITER よりも増加させることが必要であり、ダイバータ設計への要請に大きく影響する。一方、不純物イオン密度の割合 (n_{imp}/n_e) も増加して主プラズマ中の燃料 (DT) が希釈されるため、主プラズマ周辺部における n_{imp}/n_e の制御が必要である。さらには、 $P_{\text{rad}}^{\text{main}}$ の増加により $P_{\text{sep}} (= P_a + P_{\text{add}} - P_{\text{rad}}^{\text{main}}, P_a: \text{アルファ加熱パワー}, P_{\text{add}}: \text{追加加熱パワー})$ が H モード遷移閾値程度[15,16]に低下すると原型炉で期待する高い HH ファクター (1.2–1.3 程度) を得ることが難しくなる。ダイバータ設計とシミュレーションを行うに当たり、2014年に提案された原型炉パ

ラメータ[6]を基に、 n_{imp}/n_e に対する P_{sep} を評価した。本検討では、低温から高温プラズマにおいて放射損失率 (クーリングレート)[17]が比較的大きいアルゴン (Ar) ガスを入射した場合を示す。評価には、ITER 等の核融合炉設計のために JAEA (QST) で開発され、欧州とベンチマークが行われたシステムコード (TPC)[18]が使用された。

定常運転を目標とする日本の原型炉では、ITER と比較して安全係数を高く設定 ($q_{95} = 4.1$) するため、プラズマ電流を低く ($I_p = 12.3 \text{ MA}$)、小半径を大きく ($a_p = 2.42 \text{ m}$) した結果、密度限界の指標である「Greenwald 密度: $n^{\text{GW}} = I_p / \pi a_p^2$ (10^{20} m^{-3} , MA, m)」が比較的低く ($6.7 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$) になってしまう。このため、プラズマの Greenwald 密度比を高く設定 ($n_e/n^{\text{GW}} = 1.2$) しても体積平均密度は ITER よりも 2–3 割低い値 ($\langle n_e \rangle = 6.6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$) となる。セパトリクスにおける密度 (n^{sep}) は $\langle n_e \rangle$ の 1/3–1/2 程度であるため $2.2\text{--}3.3 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ となり、ITER よりも低く、ダイバータでの放射損失の増加やプラズマ温度の低下は厳しくなる。現状の設計案ではプラズマの上下不安定性を導体シェルにより抑制するため、プラズマの非円形度 (上下方向の小半径比: κ_{95}) を ITER よりも若干低い値 ($\kappa_{95} = 1.65$) に設定していることが、 I_p および a_p を制限する一つの要因である。このため、導体シェルの改良を行い、 κ_{95} を増加した設計をめざしている。

具体的に Ar ガス入射量の増加に伴う核融合出力 (P_{fusion})、 $P_{\text{rad}}^{\text{main}}$ および P_{sep} の変化を図1に示す[19]。ここで、ヘリウムおよびタンゲステン (W) の蓄積量は一定 ($n_{\text{He}}/n_e \sim 7\%$, $n_{\text{W}}/n_e \sim 0.001\%$) とした。図1(a)には $\kappa_{95} = 1.65$ で設計した結果を示す。燃料希釈に伴い P_{fusion} は減少し、1.5 GW 以下になるとともに、プラズマの蓄積エネルギーおよび規格化ベータ値 ($\beta_N \sim 3.4$) を維持するために高い HH ファクターの達成が要請される。 $P_{\text{rad}}^{\text{main}}$ も増加するため P_{sep} は大きく減少し、 $n_{\text{Ar}}/n_e \sim 0.8\%$ では H モード遷移閾値[15]まで低下する。現在、 $\kappa_{95} > 1.7$ を目指しているが、図1(b)には $\kappa_{95} = 1.75$ で設計した結果を示す。プラズマ電流と密度の増加 ($I_p = 13.5 \text{ MA}$, $\langle n_e \rangle = 7.2 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$) により P_{fusion} は 1.5 GW を越え、HH ファクターの要求も

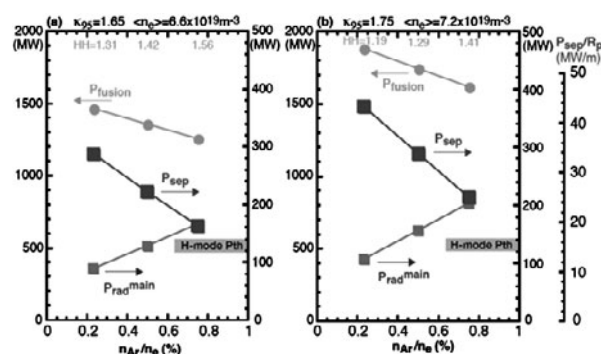


図1 システムコードによる評価結果：アルゴン密度割合に対する核融合出力 (P_{fusion})、主プラズマでの放射損失 ($P_{\text{rad}}^{\text{main}}$)、主プラズマからの排出パワー (P_{sep})。 (a) $\kappa_{95} = 1.65$, (b) $\kappa_{95} = 1.75$ 。

1.2–1.3 程度となる。 n_{Ar}/n_e の増加に伴い P_{sep} は低下するが、H モード遷移閾値を懸念するには至らない。これらの考察から、核融合出力 1.5 GW クラスの原型炉ダイバータ設計にあたり、主プラズマにおける不純物密度と放射損失パワーの指標が評価できる。後者の設計 ($\kappa_{95}=1.75$) で n_{Ar}/n_e を 0.5% から 0.7% へと増加した場合、 P_{rad}^{main} は増加し (150–200 MW)、 P_{sep} は減少するが (280–220 MW)、対応するダイバータ設計の熱処理パラメータ (P_{sep}/R_p) は 33 MW/m から 25 MW/m 程度となり、それぞれ ITER の 2–1.6 倍に相当する。

現状の原型炉プラズマ設計では、周辺プラズマ密度が ITER よりも低く、温度も高い条件において、周辺およびダイバータ部において $P_{rad}^{SOL} + P_{rad}^{div} = 150\text{--}210$ MW (ITER の 3–4 倍)、つまり $(P_{rad}^{SOL} + P_{rad}^{div})/P_{sep} = 70\text{--}75\%$ もの放射損失が求められるため、ダイバータの大型化と同時に主プラズマでの不純物イオン (入射ガス、発生したヘリウムおよび W の蓄積) による燃料希釈がより顕著になることが大きな設計課題である。今後、主プラズマ密度を増加するための設計改善、つまり、Greenwald 密度が高い設計のため必要な要素開発および Greenwald 密度より高いプラズマ運転の開発が、原型炉さらに商用炉の設計に必要と考えられる。

2.3 ダイバータ形状の設計とプラズマシミュレーション

前述の不純物入射による熱排出シナリオについて、ダイバータへの要請を満たす形状と 1 年以上の定常放電に相当する中性子照射に対応する工学設計が検討されている。ダイバータ冷却ユニットはカセット内に収納するため形状の修正はある程度可能であるが、その大きさは真空容器やトロイダルコイルさらには遠隔保守 (交換) 用ポートなどの工学設計に影響するため、まずは非接触プラズマの発生・維持に必要で十分なダイバータの大きさ、具体的なパラメータとしてヌル点からストライク点までの長さ (レッグ長, L_{div}) を示すことを考えている。本節では、シミュレーションにおける排出パワーの設定値を 250 MW とした検討結果について説明する。この場合、ダイバータで要請される熱処理パラメータ ($P_{sep}/R_p = 29$ MW/m) は ITER よりも 1.8 倍大きい。特に熱流の大きくなる外側ダイバータのレッグ長について、図 2 に示す $L_{div-o} = 1.6$ m とともに 2 m (ITER の 1.6, 2 倍) を候補として検討した [19]。 L_{div-o} が長いほど SOL 磁気面は狭まるため、外側ダイバータ板の傾斜角を前者は ITER と同様に 25° 、後者は 20° とし、ダイバータ板上でのプラズマ照射面積を同程度とした。さらに、ストライク点付近の粒子リサイクリングを増加し非接触プラズマを発生しやすくするため、ダイバータ板とドームとの間にリフレクターを設置して 60° に開いた V 型の形状にしている。

非接触プラズマの発生とダイバータ板への熱負荷の評価には、3 章 2 節に説明するダイバータ・シミュレーションコード (SONIC) [20, 21] が使用された。主プラズマの周辺部 ($r/a = 0.95$) に設置した境界 (core-edge boundary) か

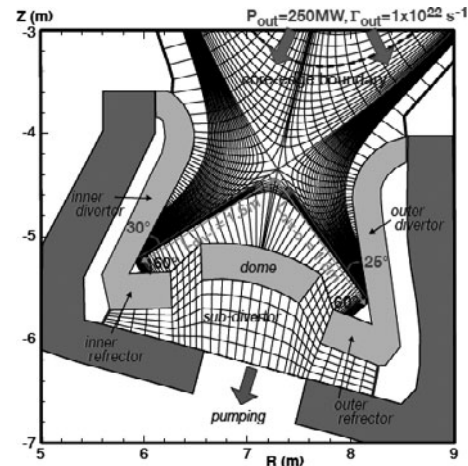


図2 2015年度のダイバータ形状の検討案：内側・外側ダイバータのレッグ長 (L_{div}) は両者とも 1.6 m、傾斜角は $30^\circ, 25^\circ$ 。

ら排出されるパワー (P_{out}) とプラズマ粒子 (Γ_{out}) を設定し、プラズマ・中性粒子・不純物粒子の輸送計算をそれぞれ繰り返し、得られた自己無撞着 (self-consistent) な定常解を基に、ダイバータにおける不純物からの放射損失分布やプラズマによるダイバータ板への熱負荷が評価される。 P_{sep} は主プラズマの周辺部 ($0.95 < r/a < 1$) での放射損失 (P_{rad}^{edge}) を $P_{out} = 250$ MW から除いた値に相当するが、比較的低密度であるため $P_{rad}^{edge} = 10\text{--}15$ MW (P_{out} の 4–6%) とわずかであり、 P_{sep} と P_{out} は同程度である。 Γ_{out} は $1 \times 10^{22} \text{ s}^{-1}$ とし、SONIC 計算のプラズマイオンはすべて重水素とした。計算を行う SOL プラズマ領域は、外側赤道面で 3.2 cm 幅としたが、図 2 に示す様に内外ダイバータを連結する SOL とダイバータプラズマの大部分をカバーしている。拡散係数は ITER の評価 [8] で使用している値、 $\chi_e = \chi_i = 1.0 \text{ m}^2/\text{s}$ 、 $D = 0.3 \text{ m}^2/\text{s}$ とした。原型炉では、外側赤道面 SOL での電子密度が低いこともあり、セパトロクスにおいてプラズマは高温 (例えば $T_e^{sep} = 350 \text{ eV}$ 、 $T_i^{sep} = 740 \text{ eV}$) になる。したがって、磁力線に沿う電子の熱流束密度分布 ($q_{||}^e$) の特性長はセパトロクス付近で 1.9 mm と非常に小さく、この点でも原型炉は ITER より厳しい設計条件 [22] となる。最近提案された Goldston による熱流束モデル [23] で評価しても 2.8 mm が予想される。現在、SONIC 計算にはドリフトによるプラズマ輸送は組み込まれていない。ドーム両端から内側・外側ダイバータ部の粒子排気を行うが、サブダイバータからの排気は ITER と異なりカセット底部から行う設計としている。

2.3.1 非接触ダイバータ運転条件の選択

非接触プラズマの生成では、ダイバータで粒子リサイクリングを増加し高密度とするとともに、不純物リサイクリングも増大させて放射損失を増加する。両者の適切なガスパフ量を判断するため、重水素のパフ量を $25\text{--}200 \text{ Pam}^3/\text{s}$ ($1.3\text{--}10.6 \times 10^{22} \text{ Ds}^{-1}$) へ増加し、それぞれの場合について Ar パフ量を調整することにより総放射損失パワーを P_{out} の 80%、つまり $f_{rad}^{tot} = (P_{rad}^{edge} + P_{rad}^{sol} + P_{rad}^{div})/P_{out} = 0.8$ としたシミュレーションを行った。それらの結果から、非接触プラズマの生成とダイバータにおける不純物遮蔽効果につい

て比較した(図3)。この条件では、内側ダイバータの全領域で大きな放射損失領域がダイバータ板の上流に維持されるため、図4(a)に示す様にダイバータ板では広い範囲で $T_i = T_e \sim 1$ eV (ここでは「非接触プラズマ」と記す) となる一方、外側ダイバータでは図4(c)のようにストライク点付近で非接触プラズマとなる「部分非接触」ダイバータが発生する。ここで図4はガスパフ $100 \text{ Pam}^3/\text{s}$ ($5.3 \times 10^{22} \text{ s}^{-1}$) の結果である。図3(a)に示す様にガスパフ量を $25\text{--}150 \text{ Pam}^3/\text{s}$ に増加すると n_e^{sep} は $1.8 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ から $2.4\text{--}2.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ へ増加し、一方、 $f_{\text{rad}}^{\text{tot}} = 0.8$ とするために必要なアルゴンガス量は減少する。その際、 $P_{\text{rad}}^{\text{edge}}$ と $P_{\text{rad}}^{\text{sol}}$ はわずかに増加し、ダイバータにおける全放射損失は 168 MW から 160 MW へむしろ減少する ($P_{\text{rad}}^{\text{div}}/P_{\text{sep}} = 0.67\text{--}0.64$)。しかしながら、SOLプラズマの密度およびダイバータでのリサイクリングの増加に伴い、外側ダイバータにおいて放射損失パワー密度 (W_{rad}) が最も大きな位置はダイバータ板近くからセパトロクスに沿って上流へ移動するため、ダイバータ板上でも非接触プラズマ領域が 7 cm から 15 cm 程度に広がる。図4(d)では非接触プラズマ領域が広がった熱負荷分布を示す。熱負荷は、プラズマ熱流束 (q_d^{plasma})、ダイバータ板表面でのプラズマの再結合 (q_d^{surf})、放射損失によるパワー (q_d^{rad}) およびダイバータ板の上流で発生する再結合等による中性粒子 (q_d^{neut}) の合計として評価される。シミュレーションでは、ストライク点に近い非接触プラズマ領域でも低温で密度の

高いプラズマが存在するため、 q_d^{surf} と q_d^{neut} が顕著である。一方、ストライク点から遠ざかるにつれ W_{rad} はダイバータ板近傍でピークとなり q_d^{rad} は増加するとともに、プラズマ温度の高い ($T_i, T_e > 10 \text{ eV}$) 接触プラズマ領域では q_d^{plasma} が顕著になる。図4(b)に示す内側ダイバータでは広い範囲で非接触プラズマが発生するため q_d^{surf} と q_d^{neut} が顕著である。

同じ放射損失割合でもガスパフの増加により外側ダイバータでは大きな放射損失領域が上流および外側に広がるため、接触領域で現れる熱負荷ピークは、図3(b)に示す様に 8.5 MWm^{-2} から $4\text{--}5 \text{ MWm}^{-2}$ に低減する。同時に、Ar 入射量が減少するため、図3(c)に示す様に SOL における n_{Ar}/n_e は 1.3% から $0.4\text{--}0.5\%$ に減少し、主プラズマでもシステムコードで想定した 0.5% 程度まで低減可能と思われる。 $L_{\text{div-o}} = 1.6 \text{ m}$ のダイバータ形状では、 $100\text{--}150 \text{ Pam}^3/\text{s}$ 程度の十分なガスパフを行い、全放射損失を $f_{\text{rad}}^{\text{tot}} = 0.8$ まで高めた場合に内・外側ダイバータ板で熱負荷ピークは 5 MWm^{-2} まで低下できることから、 P_{fusion} の増加や $f_{\text{rad}}^{\text{tot}}$ を低下した場合でも、ITER と同様な W モノブロックによる水冷却技術が適応可能と思われる。

一方、外側ダイバータの接触プラズマ領域では温度が $T_e^{\text{div}} = 20\text{--}30 \text{ eV}$, $T_i^{\text{div}} = 30\text{--}50 \text{ eV}$ とまだ高く、非接触部との境界 ($r_{\text{div}} = 15\text{--}20 \text{ cm}$) では粒子束も $\Gamma_i^{\text{div}} \sim 10^{23} \text{ m}^{-2}$ と大きいため、ITER と比較して積算時間が $50\text{--}100$ 倍に達する原型炉では対向材の損耗が懸念される[24]。不純物イオンによる損耗で発生した W について、ラーマー運動を考慮した輸送のシミュレーション (IMPGYRO コード) が開始されている。上記の部分非接触プラズマ条件では損耗と再堆積がある程度発生するものの実効的な損耗率は低いという初期結果が得られた[25]。むしろ ELM による熱・粒子束[26] をどの程度まで緩和できるかが、ダイバータ対向材の交換時期を決める主要因になると思われる。

ダイバータにおける非接触プラズマのモデリングの大き

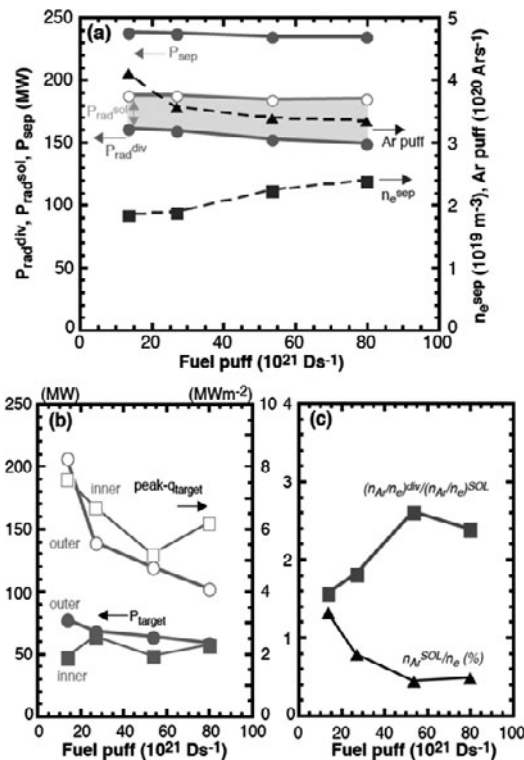


図3 ガスパフ増加に対して Ar パフを調整し $f_{\text{rad}}^{\text{tot}} = (P_{\text{rad}}^{\text{div}} + P_{\text{rad}}^{\text{sol}} + P_{\text{rad}}^{\text{edge}})/P_{\text{out}} = 0.8$ とした結果: (a) P_{sep} , $P_{\text{rad}}^{\text{sol}}$, $P_{\text{rad}}^{\text{div}}$, $P_{\text{rad}}^{\text{edge}}$, アルゴンパフ量およびセパトロクス密度 (n_e^{sep}). (b) 内外ダイバータ板におけるピーク熱負荷およびダイバータ板への熱流。 (c) 赤道面 SOL におけるアルゴン密度割合、ダイバータでの密度比の遮蔽効果。

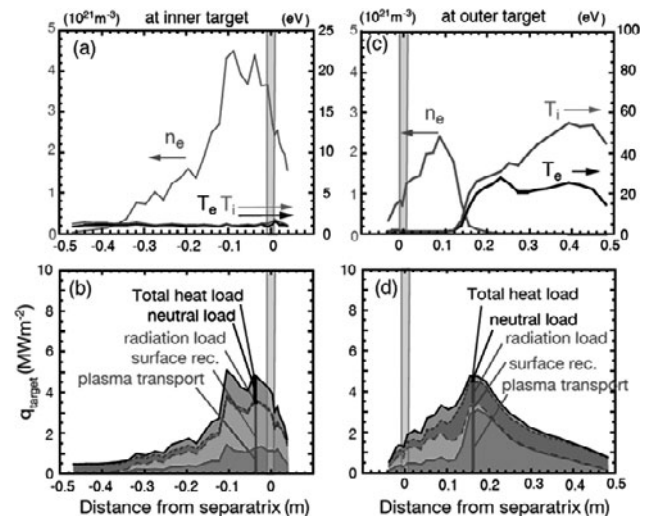


図4 ガスパフ $100 \text{ Pam}^3/\text{s}$ ($5.3 \times 10^{22} \text{ s}^{-1}$) とした場合のダイバータプラズマ分布: 内側ダイバータにおける (a) n_e , T_e , T_i および (b) 熱負荷成分とその積算値。外側ダイバータにおける (c) n_e , T_e , T_i および (d) 熱負荷成分とその積算値。

な課題は、電子・イオン温度が1 eVよりも低下しない原因である。その状態ではイオン化が依然活性でありダイバータ板の上流で再結合が進まず、ダイバータ板へのイオン粒子束密度が高いまま q_d^{surf} が大きくなる。一方、トカマク実験における非接触プラズマではイオン粒子束が大きく減少するため、そのモデリングが不十分で原型炉での非接触ダイバータ評価のために早急な解決が必要である。また、内側と外側ダイバータ間でのプラズマ輸送も実験では指摘されており、数々の要因や研究計画について3章で説明される。

2.3.2 ダイバータ形状（サイズ）の選択

外側ダイバータのレッグを長くした形状 ($L_{\text{div-o}}=2\text{ m}$) では、プラズマの低温化と粒子リサイクリングの増加が進み、非接触プラズマが効果的に発生できると考えられる。外側ダイバータにおける W_{rad} 分布と電子温度の変化を図5で比較する。ヌル点からセパトリクスに沿って W_{rad} は増加し T_e は減少するが、両ダイバータともに同程度であり、ほぼ同じ位置 ($L_{\text{div-o}} \sim 1\text{ m}$) で W_{rad} は最大となる。大きな熱処理 ($P_{\text{sep}}/R_p=29\text{ MW/m}$) が必要な原型炉ダイバータにおいて、しかも SOL での電子密度が低い条件で非接触プラズマを発生するためには、ITER サイズ ($L_{\text{div-o}}=1\text{ m}$) では対応できない。一方、 $L_{\text{div-o}}=2\text{ m}$ のダイバータでは、セパトリクス付近では $L_{\text{div-o}}=1.6\text{ m}$ の場合と比較してさらに上流で非接触となるため、 $L_{\text{div-o}}$ が長いほど非接触プラズマの発生に効果的と思われる。外側ダイバータ全体での放射損失パワーも $L_{\text{div-o}}=1.6\text{ m}$ と 2 m では、81 MW から 110 MW に増加する。実際にダイバータ板での熱負荷分布は、非接触プラズマ領域が 22 cm まで広がると同時に、その外側の接触プラズマ領域では粒子束が減少す

るため、熱負荷ピークも 3 MWm^{-2} に低減する。ただし、外側ダイバータ板全体への熱流の低減は 65 MW から 50 MW へと比較的小さい。これらの結果から、部分非接触ダイバータで熱負荷ピークを低減する顕著な効果が期待できる。今後は2.2節で示唆された P_{sep} の運転領域 (220–280 MW) において ITER からの飛躍が小さい放射損失割合 ($f_{\text{rad}}^{\text{tot}} \sim 0.7$ 程度) まで非接触ダイバータの運転領域を明らかにして、必要十分なダイバータサイズを提案することを考えている。また、計算結果では SOL での n_{Ar}/n_e は同程度 (0.45–0.5%) であるため、主プラズマでの粒子希釈を改善するには密度の増加も望まれる。

ITER や原型炉のダイバータシミュレーションでは、大きな放射損失領域および非接触プラズマは長いレッグの途中で維持される。ASDEX-Upgrade や JET-ILW のような金属壁トカマクにおいても、ITER に匹敵する大きな熱処理パラメータ ($P_{\text{heat}}/R_p=10\text{--}15\text{ MW/m}$) で窒素 (N_2) やネオン (Ne) ガス入射実験が行われ、H モードプラズマにおいて非接触ダイバータを維持する実験が進められている [27, 28]。しかしながら、現状の比較的小さいコンパクトなダイバータ実験では、放射損失割合の $f_{\text{rad}}^{\text{tot}}=0.6\text{--}0.7$ に達する場合、炭素壁トカマクでの実験 [29–32] と同様にヌル点付近で放射損失領域が急激に増加し、広い領域で非接触ダイバータとなる傾向にある。この状態では、原型炉プラズマに要請される閉じ込め性能 ($\text{HH}=1.2\text{--}1.3$) に至らないことや主プラズマでの希釈が進むことが懸念される。非接触プラズマのモデリングの問題について前節で触れたが、同時に、その制御に適したダイバータ形状および手法を見つけることも実験とシミュレーション研究の大きな課題である。不純物放射に伴うダイバータプラズマの基本的な熱不安定性とヌル点付近の磁場形状効果以外にも、電場によるプラズマドリフト、体積再結合過程、不純物輸送などの変化について定量的に説明可能なモデル開発および長いダイバータにおける制御性の検証が必要と思われる。

2.4 原型炉ダイバータ開発の現状と研究の加速

1.5 GW レベルの核融合出力で定常運転をめざす日本の原型炉において、ITER の物理・工学概念の延長として検討が進められているダイバータ設計の現状をまとめた。熱排出シナリオとして、主プラズマとダイバータの両方において ITER よりも大きな放射損失パワー (3–4 倍) を得ることが必要である。特に、定常運転をめざすプラズマ設計では、低密度となり、不純物入射による燃料希釈が大きな課題であり、主プラズマ密度を増加する設計の改善が必要と考えられる。一方、ダイバータ設計に求められる熱処理パラメータ (P_{sep}/R_p) は 25–33 MW/m 程度となり、ITER の 1.6–2 倍に相当する。したがって、ITER より 1.6–2 倍大きなサイズのダイバータを視野にシミュレーションによる検討を行っている。また、ITER ダイバータ技術をベースにした、原型炉の中性子照射環境下で 1–2 年使用が可能な工学概念 (定常熱負荷: 10 MWm^{-2}) の検討も進めている。Ar ガスの入射による熱排出シナリオをシミュレーションで検討した結果、放射損失割合が高い運転、つ

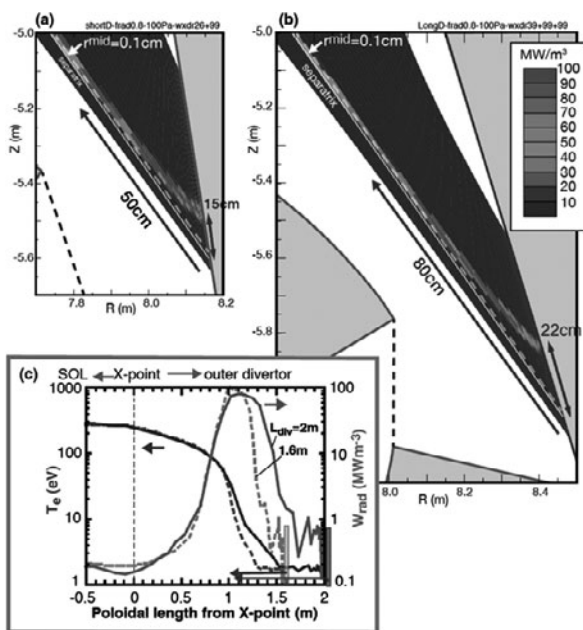


図5 (a) レッグ長 1.6 m、(b) 2 m の外側ダイバータにおける放射損失密度分布：両者ともに同じガスパフ ($100\text{ Pam}^3\text{s}^{-1}$) と $f_{\text{rad}}^{\text{tot}}=0.8$ 。 (c) 外側赤道面で 0.1 cm 外側の磁力線に沿った電子温度および放射損失パワー密度分布：横軸はヌル点からのポロイダル距離。

まり $f_{\text{rad}}^{\text{tot}} = (P_{\text{rad}}^{\text{edge}} + P_{\text{rad}}^{\text{sol}} + P_{\text{rad}}^{\text{div}}) / P_{\text{out}} = 0.8$, ではダイバータ板での熱負荷ピークが 5 MWm^{-2} 程度まで低下できることから, P_{fusion} の増加や $f_{\text{rad}}^{\text{tot}}$ を低下した場合でも適応可能と思われる. この際, 主プラズマ周辺部での燃料希釈も想定したレベル ($n_{\text{Ar}}/n_e = 0.5 - 0.7\%$) に留まっている. しかしながら, 1-2 年毎の遠隔保守が必要な現在のダイバータに代わる, 原型炉後期および商用炉に向けた物理と工学および対向・構造材料の開発も, 原型炉計画では不可欠と思われる.

次に, 2020年頃に予定されている第一次中間チェック&レビューに向け加速が望まれる重要課題を挙げる. 主プラズマを含めた熱排出シナリオとともに, 具体的なダイバータ設計概念をシミュレーションと実験を通して示すことが望まれる.

- (1) 非接触ダイバータに関するシミュレーションの信頼性を高めることが優先される. 具体的には, 必要なモデル開発を進め, 完成度を高めるとともに, 設定係数やデータベースの妥当性を検証する. そのためには, 国内外の実験装置を活用することが求められ, ダイバータコード間のベンチマークも重要である. 中間 C&R では, 予測精度を向上する開発要素の優先度が判断されると考える.
- (2) 熱排出シナリオおよびダイバータ設計が適切かを判断するには, シミュレーションにより非接触ダイバータの運転領域, つまり許容される熱負荷以下で制御できる主要パラメータ範囲, を示す必要がある.
- (3) 高温の周辺プラズマ条件で, レッグの長いダイバータ形状ほど効果的に非接触プラズマをダイバータ内で制御できるか, およびその計測と手法が, 特に高パワー入射が可能な実験装置に求められる.
- (4) 表 1 のような ITER より高い閉じ込め性能と β_N を持つ原型炉プラズマを高密度 (および高 GW 密度比) で維持できうるか, データベースやスケール則の整備が望まれる. 高い閉じ込め性能の実験データベースは $n_e/n^{\text{GW}} < 1$ に限られ, 不純物入射においても $\text{HH} = 1$ に達する例は少ない[33-36]. 放射損失割合が高いプラズマ運転が求められるため, そうしたプラズマ条件での閉じ込め性能スケールが望まれる.
- (5) ITER で計画している ELM 緩和手法の整備とともに, さらに原型炉プラズマ設計には, むしろ ELM を緩和できるプラズマ条件を優先した炉設計も望まれる. 一方, タイバータおよび第一壁の形状設計のために, ELM 熱・粒子負荷を予測可能な動的モデルの開発が望まれる.
- (6) 比較的低密度が予想される原型炉プラズマにおいて, 燃料希釈の低減のためには, 入射する不純物および発生するヘリウムに対応したダイバータ排気性能を強化する必要がある. 非接触ダイバータでガス圧力を高め, ダイバータ形状と排気経路を改善するとともに, 大型の真空ポンプの開発が不可欠である.
- (7) ITER で使用されるタンゲステン対向材について, トカマクでの制御実験および, 特にプラズマ対向特性研

究の進展は近年著しい[37-39]. プラズマへの蓄積に対する抑制経験, および原型炉に外挿可能な中性子照射および高い粒子フルーエンスのデータベースが望まれる.

- (8) 既存あるいは新たな熱対向機器の設計・評価に必要な対向・構造材料データベースを整備するとともに開発を進める. 中間 C&R では設計指針が判断され, 優先度の高い候補材料に対する中性子照射によるデータベースおよび R&D 計画を加速する必要がある.
- (9) 一方, 高熱対向機器に対して運転時に具体的な熱除去性能や損耗等の評価手法の開発が必要である.
- (10) 原型炉ダイバータのオプションについては, 設計に必要な物理・工学データベースを整理する必要がある. 具体的には, ダブルスルダイバータ, 先進磁場配位ダイバータ, 新たな高熱対向機器 (先進材料, ヘリウム冷却, 液体金属など) の物理・工学概念が挙げられる.

謝 辞

特に, 原型炉設計合同特別チームより寄与いただいた方々に感謝いたします. 本研究は, 幅広いアプローチ活動・原型炉設計活動において行われ, 国際核融合エネルギー研究センター (IFERC) の HELIOS 計算機システムを使用しています.

参考文献

- [1] The DDA Unit of the IFERC Project Team (Rokkasho, Japan) "Intermediate Report of BA DEMO Design Activity" (2015).
- [2] 飛田健次他: 核融合原型炉 SlimCS の概念設計 (JAEA-Research 2010-019).
- [3] K. Tobita *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 075029 (2009).
- [4] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion **53**, 123013 (2013).
- [5] 朝倉伸幸, 坂本宜照, 上田良夫: プラズマ・核融合学会誌 特集号 **87**, 98 (2011).
- [6] Y. Sakamoto *et al.*, 25th IAEA Int. Conf. on Fusion Energy (St. Petersburg, Russia, 2014) FIP/3-2Rb.
- [7] A.S. Kukushkin *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 50 (2005).
- [8] ITER Physics Expert Groups on Confinement and Transport and Confinement Modelling and Database, ITER Physics Basis Editors and ITER EDA, Nucl. Fusion **39**, 2175 (1999).
- [9] 鈴木 哲 他: プラズマ・核融合学会誌 特集号 **87**, 607 (2011).
- [10] 江里幸一郎: プラズマ・核融合学会誌 **92**, 424 (2016).
- [11] N. Asakura *et al.*, 12th Int. Sym. Fusion Nuclear Technology (Jeju, Korea, 2015) O5A.
- [12] 時谷政行, 上田良夫: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 591 (2011).
- [13] 菊池祐介 他: プラズマ・核融合学会誌 **90**, 480 (2014).
- [14] 波多野雄治 他: プラズマ・核融合学会誌 **90**, 489 (2014).
- [15] F. Ryter and H-mode Threshold Database Group, Plasma, Phys. Control. Fusion **44**, A415 (2002).
- [16] ITPA H-mode Power Threshold Database Working Group, Plasma, Phys. Control. Fusion **46**, (2004).

- [17] D. Post *et al.*, J. Nucl. Mater. **220-222**, 143 (1995).
- [18] M. Nakamura *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 864 (2012).
- [19] N. Asakura *et al.*, 22nd PSI, Roma, Italy, O16 (2016).
- [20] H. Kawashima *et al.*, Plasma Fusion Res. **1**, 031 (2006).
- [21] K. Shimizu *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 065028 (2009).
- [22] A.S.Kukushkin *et al.*, J. Nucl. Mater. **38**, S203 (2013).
- [23] R.J. Goldston, Nucl. Fusion **52**, 013009 (2012).
- [24] A. Kallenbach *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S19 (2011).
- [25] Y. Homma *et al.*, 22nd PSI, Roma, Italy (2016) P3-5.
- [26] A. Kallenbach *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **55**, 124041 (2013).
- [27] M. Wischmeier *et al.*, 25th IAEA Int. Conf. on Fusion Energy (St. Petersburg, Russia, 2014) EX/7-2.
- [28] F. Reimold *et al.*, Nucl. Fusion **55**, 033004 (2015).
- [29] S. L. Allen *et al.*, J. Nucl. Mater. **241-243**, 595 (1997).
- [30] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion **39**, 1983 (1999).
- [31] S. Konoshima *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **43**, 959 (2001).
- [32] C. Guillemaut *et al.*, Nucl. Fusion **54**, 093012 (2014).
- [33] C. Giroud *et al.*, Nucl. Fusion **53**, 113025 (2013).
- [34] M. Beurskens *et al.*, 40th EPS Conf. on Plasma Physics (Espoo, Finland) P2.134 (2013).
- [35] H. Urano *et al.*, Nucl. Fusion **42**, 76 (2002).
- [36] P. Snyder *et al.*, Nucl. Fusion **44**, 320 (2004).
- [37] 朝倉伸幸他：プラズマ・核融合学会誌特集号 **87**, 575 (2011).
- [38] 浦野 創：プラズマ・核融合学会誌 **91**, 183 (2015).
- [39] 仲野友英：プラズマ・核融合学会誌 **91**, 191 (2015).

小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

3. 非接触プラズマと熱・粒子処理に関するダイバータ実験研究 およびモデリングの現状と研究開発課題

3. Divertor Experiment and Modeling on Detached Plasma and Power/Particle Handling

3.1 非接触ダイバータプラズマ実験研究

3.1 Detached Divertor Plasma Experiment

大野 哲 靖

OHNO Noriyasu

名古屋大学大学院工学研究科

(原稿受付：2016年10月16日)

非接触ダイバータに関するこれまでの実験について概説するとともに、原型炉開発に向けた実験課題について述べる。また、原型炉ダイバータ設計に貢献する非接触ダイバータ研究を進めるための研究方策ならびに必要な実験プラットフォームとその役割について説明する。

Keywords:

plasma detachment, detached divertor, plasma-wall interaction, volumetric recombination, impurity

3.1.1 はじめに

核燃焼プラズマの定常維持が必要な原型炉において、炉心プラズマから排出される膨大な熱・粒子流をダイバータによって適切に処理することが不可欠である。前節で述べられたように、原型炉で想定される熱流は国際熱核融合実験炉 (ITER) の数倍であり、装置の大きさは同程度であるため、ダイバータ板への熱負荷は材料の限界を超える。このため、プラズマがダイバータ板へ流入する前に、プラズマと中性ガスとの相互作用により、プラズマ熱負荷を低減させることが必要である。これを非接触ダイバータという。

非接触ダイバータはプラズマ物理に関する興味深い多くの現象を有するため、これまで多くの実験研究が行われてきた。本節ではこれまでの非接触ダイバータに関する実験研究について概説し、非接触ダイバータを利用した原型炉ダイバータを“設計”するために必要な実験課題、研究戦略について述べたい。

プラズマ対向壁 (ダイバータ板) への熱負荷 q_d は、式 (1) のように表すことができる。

$$q_d = \Gamma_d [(\gamma + M_d^2) T_d + E_1] \quad (1)$$

ここで Γ_d はダイバータ板へのイオン粒子束であり、 M_d はプラズマ流のマッハ数 (イオン音速に対する) である。 γ はプラズマ対向壁前面に作られる空間電荷層 (シース) に

よるプラズマから壁へのエネルギー伝達割合 (エネルギー伝達係数) を表す。また E_1 は壁に流入するイオンが持つ電離エネルギーである。この電離エネルギー分はイオンが壁表面で表面再結合し中性粒子に戻るときに、熱負荷として壁に与えられる。 T_d はダイバータ領域におけるプラズマの温度を表す。式 (1) より放射冷却によりプラズマの温度 T_d が低下しても、ダイバータ板表面での表面再結合過程によるイオンが持つ電離エネルギー放出分 ($\Gamma_d \times E_1$) の寄与が大きいため、単なるプラズマの温度の低下だけでは、ダイバータ板への熱負荷低減に不十分であることがわかる。そのため、ダイバータ板への熱負荷を減少させるためには、ダイバータ板へのイオン粒子束 Γ_d を減少させる必要がある。

プラズマ温度が 1 eV 程度になると、プラズマはダイバータ板へ到達する前に体積再結合過程により中性化する。この時、ダイバータ板へのイオン粒子束が減少し、熱負荷が著しく低減する。これを、非接触ダイバータという (図 1)。非接触ダイバータについては、優れた解説があるので文献を参考にされたい [1]。

非接触ダイバータに関する先駆的な実験は米国プリンストン大学プラズマ物理研究所 (PPPL) の直線型装置 QED において行われた [2]。その後多くの直線型装置で基礎研究が行われ、非接触ダイバータの理解が進んだ。また, Alcator C-Mod, DIII-D, ASDEX-U, JET, JT-60U などの中・

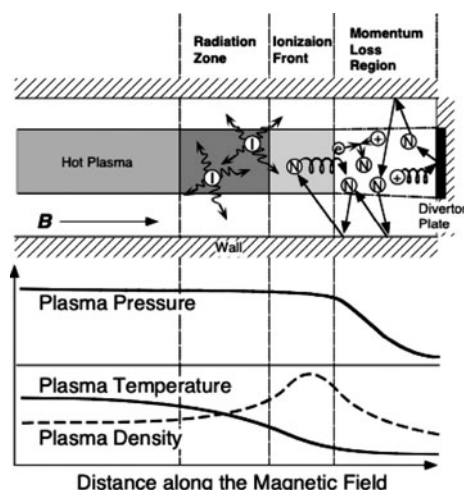


図1 非接触ダイバータの沿磁力線方向分布。

大型トカマク装置において、体積再結合過程を伴う非接触ダイバータプラズマの生成とダイバータ板への粒子・熱負荷低減が観測された。これらの成果をもとにITERでは、ダイバータ板への熱負荷が大きいストライク点付近を非接触化させる部分非接触ダイバータが採用されている。

体積再結合過程として、三体再結合と放射再結合が主要過程と考えられている。一方、水素分子密度が高い場合に分子活性化再結合という新たな体積再結合が存在することが直線型装置 NAGDIS-II で実験的に検証され[3]、Alcator C-Mod トカマクでも観測されている[4]。しかし、他のトカマク装置ではその寄与は明確ではなく、今後の課題となっている。

非接触ダイバータの放射領域（電離フロント）は、一般に不安定であり、放射領域がストライク点から磁力線に沿って X 点に移動し（X 点 MARFE の発生）、炉心プラズマ性能が劣化することが観測されている。この電離フロントの位置不安定性は、原子・分子過程とダイバータ領域の磁場構造から説明がなされている。

ダイバータ配位のトカマク装置では、ダイバータ板に向かって磁力線間隔が狭まりプラズマも 2 次元的に収束する傾向にある。そのためダイバータ板に向かうにつれて中性ガスとの相互作用が弱まる。このため、放射領域は最もプラズマが広がっている（中性ガスとの相互作用が大きい）X 点方向に移動すると考えられている（図 2 (a)）。電離フ

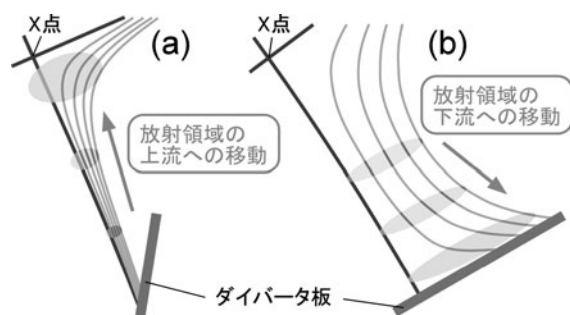


図2 (a)通常のダイバータトカマク磁場配位と(b)先進ダイバータ磁場配位における放射領域（電離フロント）の移動。

ロントの安定維持制御は最も重要な課題である。

非接触ダイバータの制御に関しては、ASDEX-U トカマクにおいて CD-H モード（Completely Detached High confinement mode）という運転シナリオが開発され、重水素、不純物ガスパフのフィードバック制御を行うことにより、非接触ダイバータによるダイバータ板への熱負荷低減と高閉じ込め炉心プラズマの両立が実証された[5]。その後、同様の取り組みが多くのトカマク装置でなされている。しかし、制御された時間はプラズマの特性時間（粒子、エネルギー閉じ込め時間）より長いものの、壁の粒子吸蔵などで決定される時定数に比べて短く、定常運転をめざす原型炉ダイバータのデータベースとしてはまだ不十分である。さらに、原型炉で必要とされる炉心プラズマからの高い放射損失割合と高閉じ込め運転との整合性も明らかではない。

ダイバータ板での受熱面積の増大と非接触ダイバータプラズマの安定維持のために、Snowflake や Super X という先進ダイバータ概念が提案されている。Super X ダイバータ配位では、磁力線間隔はダイバータ板に向かって広がるので、放射領域をダイバータ板近傍に安定維持することが可能だと考えられている（図 2 (b)）。しかし、非接触ダイバータプラズマ生成に対する先進ダイバータ配位の有効性の検証はまだ行われておらず、今後の課題となっている。

3.1.2 原型炉に向けた実験研究課題

前節で述べたように非接触ダイバータの物理的理解は、直線型装置、トカマク装置などの環状磁場閉じ込め装置における実験、2次元流体コードによるシミュレーション解析により著しく進んできた。しかし、原型炉における非接触ダイバータの適用可能性を明確にするためには、原型炉環境（高密度、高熱流、金属壁環境下など）における非接触ダイバータプラズマの定常維持とダイバータ板への熱負荷低減の有効性を明らかにする必要がある。

(1) 金属壁における非接触ダイバータの維持と制御

これまでの環状磁場閉じ込め装置における非接触ダイバータ実験は、炭素壁で行われてきた。炭素は不純物放射源として極めて優れた特性を持つため、非接触プラズマの生成を容易にしている。一方、原型炉はタンゲステン材を基本とした金属壁であり、これまでの炭素不純物による放射損失を前提とした非接触ダイバータプラズマ生成は有効ではない。そのため、ネオン、アルゴンなどの不純物ガスの導入が不可欠であり、適切な不純物ガスの選定ならびに導入方法の検討が必要である。

(2) 非接触ダイバータ中のエネルギー輸送過程

原型炉における非接触ダイバータは 10^{21} m^{-3} を超える高密度プラズマ（高リサイクリングによる高中性ガス圧環境）になると想定される。このような環境下では、電子、イオン、中性粒子との温度緩和が大きく、プラズマからのエネルギー輸送は中性粒子挙動に大きく影響を受ける。中性粒子-中性粒子間衝突の理解が重要となる。また、低エネルギー領域（数 eV 以下）の金属壁でのエネルギー反射係数の基礎データも重要である。たとえば、中性粒子輸送が拡

散的であり、また壁での反射時のエネルギー損失が小さい場合、中性粒子温度が高くなり、電子温度、イオン温度の低下を妨げることが考えられる。実際、SlimCSを対象としたSONIC流体コードによるシミュレーション結果では、中性粒子温度が1 eVとなり、電子温度、イオン温度の下限値を規定し、体積再結合過程の進行を阻害している結果が得られている(次節)。また、原型炉における非接触ダイバータプラズマではライマン α 光の平均自由行程が1 mm程度となり、光学的に厚い。そのため、輻射輸送が非接触ダイバータ生成に与える影響についても明らかにする必要がある。

(3) 原型炉設計におけるリスク管理の視点に立った非接触ダイバータの適用可能性評価

非接触ダイバータによるダイバータ板への熱負荷低減効果の有効性を明らかにするとともに、非接触ダイバータによる熱負荷制御が失敗した場合のリスク評価を行う必要がある。たとえば、上記の放射損失領域(電離フロント)の位置不安定性が発生した場合、またEdge Localized Mode (ELM)等の熱パルスにより非接触ダイバータでの再結合過程が抑制された場合の、ダイバータ板への熱負荷・粒子負荷を見積もり、ダイバータ板としてどの程度の除熱性能を担保しておけば良いのかについて明確にする必要がある。

3.1.3 原型炉設計に向けた実験研究と実験プラットフォームの構築

非接触ダイバータによる熱流制御の有効性を担保する原型炉ダイバータをどのように設計するかは非常に困難な課題である。非接触ダイバータの特性は、上流側のプラズマパラメータ分布(温度、密度)、リサイクリング過程を含む中性粒子の輸送過程、磁場配位、ダイバータの幾何学的構造など多様なパラメータに依存し、また、それらが非線形に相互に影響し、決定されている。

次節で述べられるが、最も重要な点は、原型炉における非接触ダイバータ性能を予測可能なシミュレーションコードを開発することである。しかし、現在のところ、非接触ダイバータプラズマ実験を完全に再現できるシミュレーションコードは存在していない。

また、現在のダイバータシミュレーションコードは基本的に定常状態のプラズマを対象にしているが、非接触プラズマの動的安定性の解析、また熱流制御のリスク評価を行うためには、非定常な非接触ダイバータのシミュレーションが必要である。

図3は、非接触ダイバータ性能を予測可能なダイバータシミュレーションコードの開発戦略を示している。

既に述べたように、直線型装置が非接触ダイバータ物理の解明に果たした役割は大きい。直線型装置は定常プラズマの生成が可能であり、幾何学的配位が単純で、プラズマパラメータの制御性(電子密度)が高く、計測器の設置が容易である。そのため、ダイバータシミュレーションコードによる非接触ダイバータ解析の妥当性検証のベンチマークには最適である。

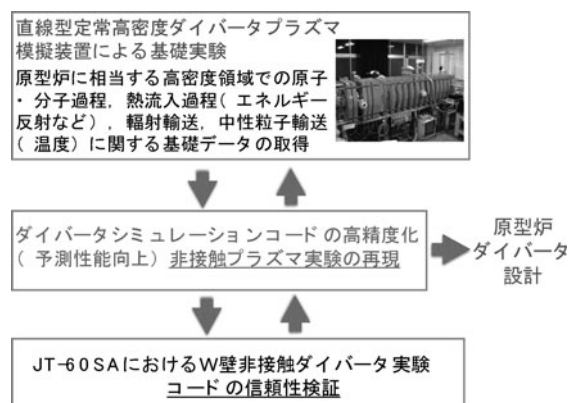


図3 直線型装置とシミュレーションの相補的研究による原型炉ダイバータ設計。

しかし、これまでの直線型装置の典型的プラズマパラメータは密度 10^{19} m^{-3} 、電子温度10 eV、イオン温度数eVである。このパラメータは非接触ダイバータ下流側における体積再結合によるプラズマ消失過程を模擬することは可能であるが、ダイバータ上流から下流にいたる非接触ダイバータ全体の特性を研究することはできない。特に、電子温度に関しては100 eVから10 eV程度までの放射冷却過程、また、高密度プラズマでは電子とイオンの温度緩和時間が短い場合イオン温度も実機で想定される100 eV以上の温度が必要である。

この点で現在最も原型炉ダイバータに近いプラズマパラメータを有する直線型装置は筑波大学のGAMMA10-PDXである。しかし、プラズマ密度が比較的低く、放電時間が短い点が問題である[6]。

PPPLのS.Cohenにより、ITERダイバータの模擬を目的とした直線型装置IDEAL (Iter Divertor Experiment And Laboratory)が提案された[7]。この装置(図4)は、1 MWのオーミック加熱、磁気ビーチ配位を用いた2 MWのイオンサイクロトロン加熱により、上流側ではイオン温度200 eV–500 eV、電子温度40–90 eVを実現し、ダイバータ板近傍ではリサイクリング中性粒子(リサイクリング係数0.97)で電子密度 10^{21} m^{-3} (電子・イオン温度: 8 eV)の定常プラズマを実現する。GAMMA10-PDXの改造などにより、IDEALと同等の装置を実現することにより、原型炉で想定される高密度領域での原子・分子過程、輻射輸送、中性粒子輸送(温度)に関する基礎データを取得することが必要である。

これらの基礎データをダイバータシミュレーションコードに取り込み、単純な幾何学的配位である直線型装置の非接触ダイバータプラズマ実験の再現を完全に行い、設定パラメータへの敏感度評価を含めたシミュレーションコードの信頼性を確認する。

直線型装置の非接触ダイバータ研究の有効性を示す例として、名古屋大学の直線型装置NAGDIS-IIで得られた結果を示す。

図2に示したようにダイバータ領域の磁場配位を工夫し、非接触ダイバータプラズマの形成(安定性)を制御することが考えられている。磁力線方向の磁場強度を変化さ

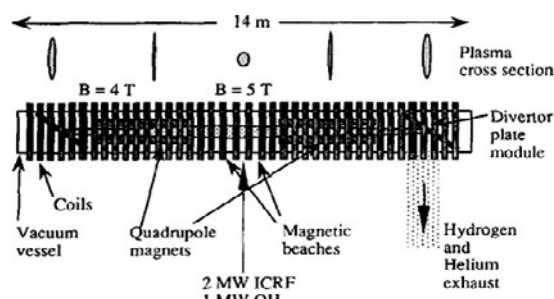


図4 IDEAL (Iter Divertor Experiment And Laboratory) 装置の概要[7]. (参考文献[7]の図1を引用)

せることが容易な直線型装置を用いて発散/収縮磁場が非接触プラズマ形成に与える影響を調べた[8]. 図5に実験配位を示す. 上流側の磁場を固定し, 下流側の磁場を変えることにより, 磁場構造を発散磁場から収縮磁場に連続的に変化させる. この時の, ターゲット板 (ダイバータ板に相当) に流入するイオン飽和電流とターゲット板の浮遊電位の変化を図6に示す. 磁場構造が発散磁場から収縮磁場に移行するに従って, ターゲット板への粒子束が著しく減少していることがわかる. また, 電子温度の低下に伴いターゲット板の浮遊電位も浅くなっていることがわかる. この結果は, 磁場構造 (強度) の変化により非接触ダイバータの制御が可能であることを示唆している.

次に, 熱パルスに対する非接触ダイバータの応答に関する実験結果を示す[9]. NAGDIS-II の上流側に高周波アンテナを設置し, RF加熱により熱パルスを生成し, 非接触プラズマに入射させる. 図7はRF加熱時のターゲット板へのイオン粒子束とターゲット前面での発光の時間変化を示している. ハッチされた領域がRFパルス印加時間である. RFパルス印加初期において, ターゲット板へのイオン飽和電流の急激な上昇が観測される. それに伴い再結合過程に伴う高励起準位からの発光 (2p-5d:T) が減少している. これは, 熱パルスにより再結合過程が抑制され, ターゲット板前面に存在する体積再結合過程によって生成された励起状態の中性原子 (リウドベルグ原子) が, 再電離して, ターゲット板に流入したと考えられる.

このような非接触ダイバータの動的応答を現在の2次元流体シミュレーションコードで取り扱うことは難しいが, リスク評価の観点から, 非接触ダイバータの安定性, 熱パルスに対する応答性を予測するためのコードの整備が必要である.

最終的に, 直線型装置との相補的な研究により高精度化されたダイバータシミュレーションコードを環状磁場閉じ込め装置の実形状のダイバータ配位に適用する. 特に, 炉心プラズマと非接触ダイバータの両立性, 二次元 (三次元) のダイバータの形状効果の検証が必要となる. この時, 重要となるのは大型ヘリカル装置LHDと現在建設中のJT-60SAである.

現在LHDでは, 不純物ガスを用いた非接触ダイバータ制御の実験が行われている. 例えばネオンガスを用いた実験において, 低密度炉心プラズマでは放射損失割合は60%程度に達するが, 高密度炉心プラズマでは放射損失割合は

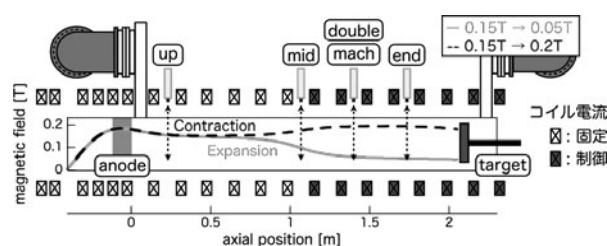


図5 発散・収縮磁場による非接触ダイバータ制御実験[8].

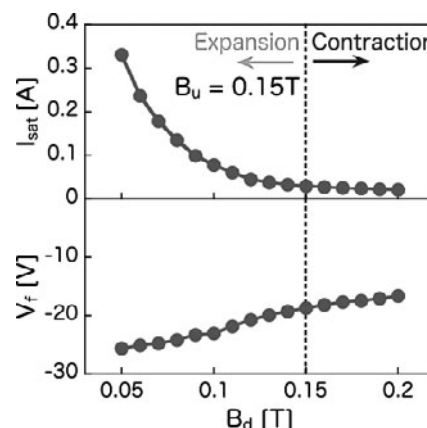


図6 発散磁場から収縮磁場への変化に伴うターゲット板へのイオン飽和電流と浮遊電位の変化[8].

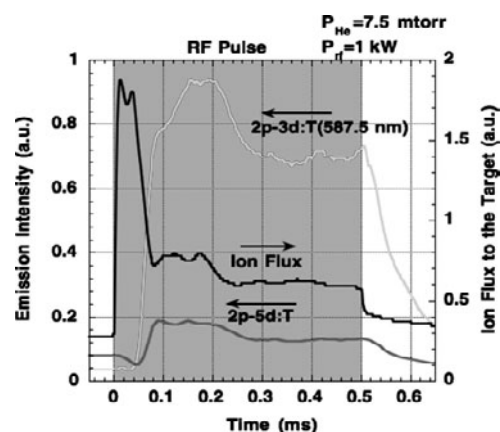


図7 熱パルス印加時の非接触ダイバータの動的応答.

30%程度に留まるという結果が得られている[10]. これはダイバータ設計の前提となる炉心プラズマからの放射損失割合に対する重要な指針を与えるため, 何が放射損失割合の上限を決めているのか環状磁場閉じ込め装置共通の課題として, 今後の研究の進展が望まれる. さらに, 共鳴摂動磁場を用いることにより, 非接触ダイバータをより安定に維持できるという興味深い結果が得られている (図8) [11]. 原型炉では, ITERで導入される炉内摂動磁場コイル設置は困難だと考えられるが, 一方, 松永らによる原型炉に適用可能なトロイダル磁場コイルを用いた摂動磁場印加法の提案[12]も有り, 今後先に述べた直線型装置実験結果を含め, 磁場による非接触ダイバータ制御について検討をしていく必要がある. LHDのヘリカルダイバータ配位においても, EMC3-Eireneコードを用いたシミュレーション解析が行われている[13]. EMC3-Eireneコードと

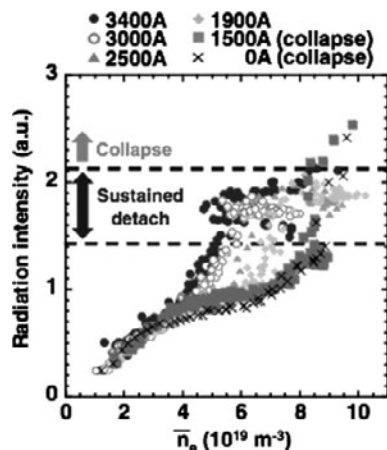


図8 LHDにおける摂動磁場による、非接触ダイバータの安定化実験[11]。(参考文献[11]の図11を参照)

二次元の流体シミュレーションコードのベンチマークを通じて、LHDのヘリカルダイバータ配位の研究成果を普遍化し、原型炉ダイバータ設計に活かしていく必要がある。

最後に指摘したい最も重要な点は、JT-60SAにおいて早期にタングステン壁での非接触ダイバータプラズマ生成実験を行い、開発されたシミュレーションコードにより、タングステン壁非接触ダイバータプラズマ実験のシミュレーションを実施し、高い放射損失割合での高性能プラズマの維持、形状効果に対するコードの信頼性を最終的に検証することである(図3)。この時、JT-60SAのリモートハンドリングの限界から、モノブロックタングステンダイバータ板の導入は困難であると思われるので、タングステン被覆黒鉛での実験を視野に、適切なタングステンコーティング法や炉内での修復方法などについて検討をすすめる必要がある。

3.1.4 おわりに

原型炉ダイバータを完全に模擬できる実験環境は存在しない。そのため、原型炉における非接触ダイバータ研究を各要素研究としてブレイクダウンして、直線型装置を含め、既存また現在建設中の環状磁場閉じ込め装置を用いて、各要素課題に対する実験研究を推進することが重要である。その結果を統合することによりダイバータシミュレーションコードを高精度化し、原型炉設計に資する予測性能を有するコードとして確立することが可能となる。

謝 辞

ここで紹介した研究成果の一部は、自然科学研究機構・核融合科学研究所における「自然科学研究における機関間連携ネットワークによる拠点形成」事業ならびに JSPS 科研費 16H02440の助成を受けたものです。

参 考 文 献

- [1] 高村秀一：プラズマ・核融合学会誌 **72**, 866 (1996).
- [2] W.L. Hsu *et al.*, Phys. Rev. Lett. **49**, 1001 (1982).
- [3] N. Ohno *et al.*, Phys. Rev. Lett. **81**, 8181 (1998).
- [4] J. L. Terry *et al.*, Phys. Plasma **5**, 1759 (1998).
- [5] O. Gruber *et al.*, Phys. Rev. Lett. **74**, 4217 (1995).
- [6] Y. Nakashima *et al.*, Trans. Fusion Sci. Technol. **68**, 28 (2015).
- [7] S. Cohen, J. Fusion Energy **10**, 327 (1991).
- [8] Y. Hayashi *et al.*, Plasma Fusion Res. **11**, 1202005 (2016).
- [9] N. Ohno *et al.*, Nucl. Fusion **41**, 1055 (2001).
- [10] B. Peterson *et al.*, Plasma Fusion Res. **1**, 045 (2006).
- [11] M. Kobayashi *et al.*, Phys. Plasmas **17**, 056111 (2010).
- [12] G. Matsunaga *et al.*, PLASMA CONFERENCE 2014, Nii-gata, Japan, 18PB-069.
- [13] G. Kawamura *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **54**, 437 (2014).

小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

3. 非接触プラズマと熱・粒子処理に関するダイバータ実験研究 およびモデリングの現状と研究開発課題

3. Divertor Experiment and Modeling on Detached Plasma and Power/Particle Handling

3.2 ダイバータモデリング研究

3.2 Divertor Plasma Modeling

星野 一生

HOSHINO Kazuo

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付：2016年10月16日)

原型炉ダイバータの物理概念設計に用いられているダイバータプラズマシミュレーションコードについて、概要と現状について海外コードも交えて解説するとともに、原型炉へ向け重要な研究開発課題とその計画について述べる。

Keywords:

Divertor plasma modeling, Divertor simulation code

3.2.1 はじめに

ダイバータでは、プラズマ、中性粒子、不純物、壁との間で非線形な相互作用が起こっており、また、原子分子過程の平均自由行程とダイバータ幾何形状・実サイズの関係が重要となるため、理論及びスケリングによる予測が難しい。そのため、原型炉ダイバータの物理設計は主として数値シミュレーションにより行われている。ここでは、そのような予測シミュレーションに用いるダイバータシミュレーションコードの開発状況についてふれ、今後の課題についてまとめる。

3.2.2 ダイバータシミュレーション研究の現状

3.2.2.1 シミュレーションコードの概要

ダイバータシミュレーションでは、プラズマ、中性粒子、不純物、壁の相互作用を取り扱う必要があるが、各々の特性・物理過程が異なるため、単一モデルで取り扱うことは難しい。そのため、各々に適したモデル化を行い、それらを結合した統合モデリングが国内外で進められている。SOL・ダイバータにおけるプラズマ輸送については主に計算コストの観点から2次元流体モデル、中性粒子については原子分子過程のモデル化に加えて、図1に示すような実際のダイバータ幾何形状を取り入れるためモンテカルロ法を用いた粒子モデルが用いられる場合が多い。ダイバータシミュレーションでは、これらのモデル間でイタレーション

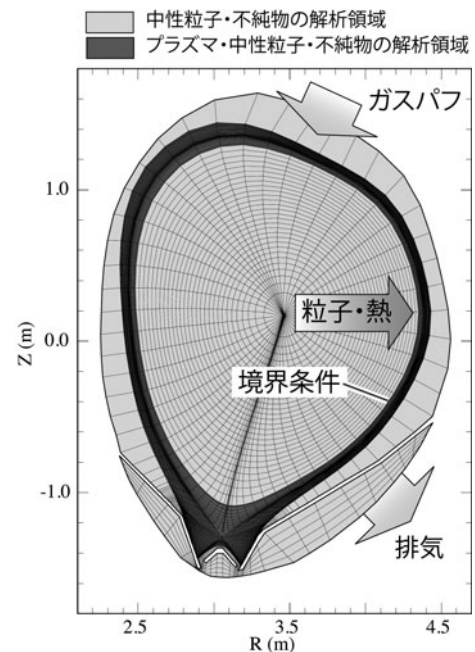


図1 JT-60UのSONIC解析メッシュ。プラズマ流体は磁場配位に基づいたメッシュ上で計算され、セパトリクスのやや内側の閉じた磁気面上で粒子及び熱フラックスを境界条件として与える。中性粒子、不純物については、壁との相互作用および排気を考慮するために、壁構造までメッシュに含んでいる。

ンにより相互にパラメータを交換し準定常解を得る。非定常モデルを実装したコードも存在するが、今のところ統合コードとしての解析例はそれほど多くない。統合ダイバータコードとしては、海外では SOLPS, EDGE2D-EIRENE, UEDGE, EMC3-EIRENE 等が開発されており、国内では量研機構において SONIC[1, 2]が開発されている。SOLPS コードはドリフトを始め多くの詳細物理モデルが考慮されており、世界的にも最も広く用いられているダイバータシミュレーションコードである。これまで複数バージョンが並行で開発されていたが、近年、それらが統合された SOLPS-ITER がリリースされた。SOLPS コードは様々な装置の実験データとの比較結果も豊富で信頼性も高い一方、計算コストが課題であり、国際熱核融合実験炉 ITER のダイバータの場合、1 ケースの計算に数ヶ月要すると言われている。SONIC コードは、SOLPS 等と同様に、プラズマ輸送を流体モデル、中性粒子輸送をモンテカルロ粒子モデルで取り扱う。不純物輸送について、海外コードでは流体モデルで扱われるのに対して、運動論効果や壁との相互作用を取り入れやすいモンテカルロ粒子モデルを用いていることが特徴である。また、並列計算が可能なおこにに加え、近似因子化法や pilling 法等により高速化している[1]。典型的な原型炉ダイバータの解析では500コアを用いて50~150時間程度（ジョブ待ち時間は除く）で準定常解が得られる。他のダイバータコードに比べて短時間で解析を行うことができ、パラメータサーベイに向いている。

3.2.2.2 実験データとの比較

シミュレーションコードの妥当性検証のためには、実験データとの比較が重要である。ダイバータコードと実験データとの比較は、特に欧州において、JET-ILW や ASDEX-U を対象として、SOLPS や EDGE2D-EIRENE を用いた詳細な比較が精力的に行われている（例えば[3, 4]）。低リサイクリングおよび高リサイクリング状態において、定性的には実験データの傾向をよく再現できている。また、定量的にもかなり再現度の高いシミュレーション結果が得られているケースもあるが、そのような場合、磁力線垂直方向の拡散係数や境界条件他、いくつかのパラメータについてケースバイケースで調整が必要なようである。国内においては、SONIC を用いて主に JT-60U を対象とした炭素ダイバータにおけるモデリングが進められた[5]。SONIC の標準的なパラメータを用いた解析では、赤道面の分布は実験データをよく再現できる一方、ダイバータでは図2に示すように実験結果よりも低温で高密度な結果が得られる傾向にある。プラズマの拡散係数、ダイバータ板における炭素の化学スパッタリング率、第一壁の粒子反射係数等の調整により実験データの再現性は向上すると考えられ、現在も解析が進められている。ただし、SONIC だけでなく欧州のケースも含め、実験データを定量的に再現するためには、プラズマおよび不純物の発生・輸送に関するいくつかのパラメータを調整する必要がある。原型炉ダイバータの予測計算に向けて、これまでの知見に基づく外挿、物理的知見に基づいたモデル化、もしくは、解析結果に対するパラメータ依存性の理解等を行い、ケースごとの任意のパラ

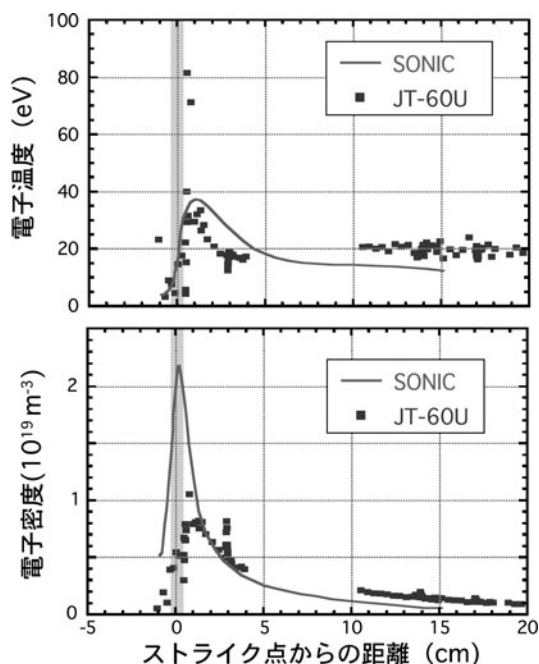


図2 外側ダイバータ板に沿った電子温度と電子密度分布。SONIC 解析では、標準的なパラメータセットを用いており、実験データに合わせるための特別な調整は行っていない。

メータ調整を減らしていく必要がある。

非接触ダイバータは原型炉のダイバータプラズマ設計において標準運転として考えられているが、特にトカマク実験で得られる結果に対して物理的要因や過程を十分理解するには至っていない[6]。数値シミュレーションでも磁力線に沿ったエネルギーおよび運動量の損失は現れるが、特に実験で観測されるようなイオン束の大きな損失について再現が難しい。トカマク実験では、SOL 密度が増加、もしくは、不純物放射パワーの増加により非接触ダイバータが形成されると、ダイバータ板へのイオン粒子束が大幅に低下する。しかし、シミュレーションでは、SOL 密度を増加させていっても、図3に示すようにダイバータへのイオン粒子束の低下が小さく、内外ダイバータにおけるイオン粒子束の非対称性を再現できない等、課題が多い。このように粒子束が低減しにくい要因として、電子温度の低下が1 eV 程度までとなり、体積再結合過程が十分に生じにくくなっていることが考えられる。実際、文献[3]では、中性粒子モデルの改善により電子温度が1 eV 以下にまで低減し、イオン粒子束が減少したという報告もあり、低温領域における原子分子過程の見直しが必要である。さらに、内外ダイバータでの熱・粒子分布の非対称が変化する問題は、プラズマドリフトの変化が関連することも考えられ[7]、より高度なモデリングが必要となる。また、シミュレーションコードによる再現性に装置依存性も見られるため、非接触ダイバータプラズマの理解には、シミュレーションコードの開発と同時に、装置間比較も含めさらなる実験的な研究も必要である。

3.2.2.3 プラズマ-壁相互作用モデリング

第一壁・ダイバータのアーマ材候補であるタングステンの損耗やプラズマへ及ぼす影響の評価は重要な課題であ

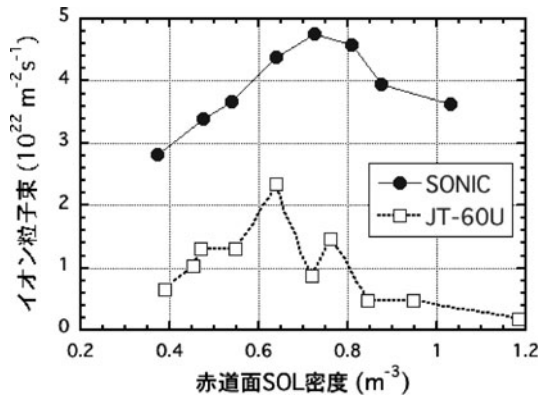


図3 赤道面SOL密度に対する外側ストライク点へのイオン粒子束. SOL密度の増加に伴い非接触ダイバータによりイオン粒子束が減少に転じている. JT-60U実験を定性的に再現できているが、イオン粒子束の減少が実験に比べて少ない。

る。しかし、SONICコードの不純物輸送モデル (IMPMC) は不純物イオンの運動に対して旋回中心近似を用いているため、タンゲステン不純物輸送で重要となる旋回運動に起因する効果 (Prompt Re-deposition や固体壁への入射角等) を考慮することができない。そのため、現状では、IMPGYROコード (慶應義塾大学) [8] を用いて、損耗解析を進めている。IMPGYROコードでは、旋回中心近似を用いず不純物イオンの運動を直接解くため、Prompt Re-deposition を自然に取り扱うことができる。また、2体衝突近似モンテカルロコード (EDDY [9], 徳島大学) と結合されており、他のモデルでは難しい反射やさらに詳細なプラズマ-壁相互作用を考慮することができる。現在、SONICコードの出力を利用できるようインターフェイスが開発され、輸送解析及び損耗評価が進められている [10]。今後、プラズマと壁材料不純物の相互作用を自己無撞着に行うために、SONICとIMPGYROコードとの結合、もしくは、IMPGYRO解析結果に基づく壁近傍の輸送モデルの開発とIMPMCへの実装が必要である。

3.2.2.4 主プラズマ条件との整合性

ダイバータコードでは、主としてSOL・ダイバータ領域を解析対象とするが、セパトトリクス内側のポロイダル非対称性を考慮するために、図1に示すように通常 $r/a = 0.90 \sim 0.95$ より外側を解析領域として境界条件を与える。しかし、主プラズマとSOL・ダイバータプラズマの輸送は相互に強く関係するため、いかに適切な境界条件を与え、主プラズマと整合した解析を行うかが課題である。ITERの解析ではダイバータ形状および密度や排出パワー・放射損失パワーなどのプラズマ運転パラメータの範囲が決定しているため、SOLPSコードを用いたデータベースから主要パラメータに対するスケーリング則を作成し、主プラズマ輸送コード解析で用いることで整合性の確認を行っている [11]。一方、原型炉ではダイバータ形状およびプラズマ運転領域の設計条件が絞られていないため、主プラズマ輸送コードとダイバータコードの直接的結合を進め整合性を評価する必要がある。SONICコードでは、主プラズマの1.5D輸送コードTOPICS-IBとの結合はすでに行われている [12]、不純物輸送モデルの結合については、現

在、開発が続けられている。

3.2.3 原型炉に向けたダイバータシミュレーションの研究開発課題

原型炉に向けたダイバータシミュレーションの開発方針として、まず、5年後に予定されている中間チェックアンドレビュー (中間C&R) を目標として、実際の実験装置で発生する物理現象を解明し、必要なモデリングの改善・開発を進める。さらに、その後の移行判断時期へ向けて、優先度の高いモデル開発を加速し、シミュレーションコードの予測精度、信頼性を向上させていく必要がある。

開発課題は多岐にわたるが、以下では、そのような課題の一部を紹介する。

(1) 非接触ダイバータモデリング

原型炉のダイバータ設計を進めるためには、高密度のプラズマ運転において非接触ダイバータによりイオン粒子束が大きく減少すると共に、内外ダイバータでそれが非対称に進行する挙動を模擬できるようにすることが最優先重要課題である。

海外のダイバータコードでの手法や結果と比較を行うとともに、実験研究との定量的な比較を進める。非接触ダイバータの理解と物理モデルの追加・詳細化を進め、非接触ダイバータの予測精度を向上させる。また、JT-60SAやITER等において、その予測精度を確認する。

(2) コード妥当性の検証

実験実験データとの比較によるモデル妥当性検証を進める。また、輸送係数や境界条件等の経験にもとづくようなパラメータについては、予測モデルが確立するまでは、原型炉プラズマ環境下で結果に対するパラメータ依存性を理解し、概念設計においてその不確定さ考慮する。

(3) コード開発項目と優先順位の検討

多くの物理モデル開発・コード改良が必要であるが、人的資源や開発期間を考えると、中間C&Rもしくは移行判断時期までに全ての開発を進めることは不可能である。そのため、実験結果やパラメータ依存性解析により原型炉パラメータにおける影響を理解し、開発項目・優先順位の検討を行う。

以下、現時点で重要性が高く、早期に着手が必要と考えられる物理モデル開発、コード開発項目例を示す。

・径方向輸送モデル

シミュレーション結果に大きな影響を与える磁力線を横切る径方向輸送について、信頼性の高い予測モデルが必要である。しかし、現在のところ、SOL・ダイバータの径方向分布を説明できる理論あるいは解析的な輸送モデルはなく、経験、もしくは、特定の実験データを再現できるように分布も含めパラメータが調整されている。

そのため、まずは中間C&Rに向けて、実験データから輸送係数・分布のデータベースを作成して、輸送係数の妥当性・外挿の信頼性を向上させていく。その後、将来に向けて、自己無撞着な輸送モデルの開発を進めていくことが必要である。

・プラズマドリフトの導入と SOL プラズマ流の再現

ダイバータプラズマの予測精度を向上させるために、内外ダイバータの非対称性や SOL プラズマ流の駆動に寄与するプラズマドリフト効果を導入することが必要である。特に SOL 流は不純物イオンの磁力線に沿った輸送等にも重要でありドリフトの導入を進めると共に、径方向輸送がポロイダル方向で変化することや運動論の効果[13]等、プラズマ流を再現するための機構解明が必要である。

ドリフト効果については海外コードですでに導入実績があるものの、実験に比べてその効果は弱い。また、計算が不安定になり、計算コストも増大する傾向にある。そのため、数値スキームの再検討と合わせて、理論的にも再検討が必要と考えられる。

・原子分子過程モデルの高精度化

原子分子過程は、ダイバータプラズマ形成に対して非常に重要な役割を担っており、特に非接触ダイバータに関与する 1 eV 前後の低温領域における原子分子過程データベースの高精度化に加え、必要に応じて詳細な原子分子モデルの導入が必要である。

そのため、直線型装置等で実験的知見を深める共に、そのモデル化・妥当性検討を進め、ダイバータコードへの実装を進める。

・第一壁への熱・粒子輸送モデリング

現在のダイバータコードでは内外ダイバータ間をつなぐ SOL (外側赤道面で約 3 cm 幅程度) でのプラズマ輸送を計算しており、その外側から第一壁までの輸送を解いてはいない (図 1 参照)。ダイバータターゲット以外での粒子リサイクリングや不純物の発生・輸送・再堆積過程、ブランケットへの熱・粒子負荷等を検討するために、プラズマ輸送の解析領域拡大が必要である。現在の流体モデルを拡張する場合、境界条件の設定等が課題である。他に、粒子モデルにより流体解析領域と第一壁の間をつなぐような手法も考えられ、まずは、それらの利点と開発コストを整理し、方針を検討する。

・非定常化

ELM によるパルス熱負荷の評価や、計測に基づく帰還制御手法の検討等を行うために、ダイバータコードの非定常化が必要である。

ELM のような特に速い現象を扱う場合には、流体モデルにおける Non-Maxwellian 分布・境界条件 (シース等) の取り扱い、原子分子過程のパルスの応答等、課題が残る。そのため、実験的考察に加えて、Particle-In-Cell コード等を用いた基礎的な解析により理解を深め、パラメータ調整および新規にモデルを開発する必要がある。

・主プラズマ輸送コードとの統合

ダイバータ熱制御シナリオと主プラズマ設計との整合性検討に加えて、主プラズマ設計を含めた熱制御シナリオの開発 (高密度化や主プラズマにおける高放射損失シナリオ等) のため、ダイバータコードと主プラズマ輸送コードとの統合化を進める。

・プラズマ壁相互作用モデル

現在のシミュレーションでは、固体壁表面におけるリサ

イクリング係数 (粒子反射率) として 100% を仮定しており、また、表面状態も常に理想的なバルク状態を仮定している。壁材への燃料吸蔵や透過の評価と再堆積・中性子照射等の経年変化による壁表面のリサイクリングや損耗に対する影響を明らかにし、考慮する必要がある。

しかし、そのような物理過程を考慮した動的モデルを直接ダイバータコードに実装することは、主にタイムスケールの違いから困難と考えられる。長時間放電の実機実験や、材料研究、シミュレーション研究を元に、データベースを作成し、コードへ実装していく。

・原型炉ダイバータ設計オプションへの対応

原型炉の概念設計で検討されているダブルスルや先進磁場配位ダイバータ等の設計オプションに対するダイバータプラズマ性能、熱負荷を解析し、その有効性を評価するため、設計オプション検討の選択、進捗を勘案しながら、コードの拡張を進める。

・燃焼プラズマシミュレーション

重水素、三重水素の混合プラズマでは、質量の違いがダイバータリサイクリングや熱負荷評価に影響する可能性があり、その評価が必要である。特に前者は、主プラズマの DT 密度比制御にも関連し、運転シナリオ設計にも重要である。

コードの多粒子種化に加えて、重水素・三重水素を含んだ素過程のデータベース作成が必要である。実験では生産が難しいデータについては、シミュレーション解析によってデータベースを作成していく。

3.2.4 まとめ

原型炉ダイバータの物理概念設計を進めるにあたり、数値シミュレーションの担う役割は大きい。しかし、予測精度の高い原型炉ダイバータシミュレーションを行うためにはまだ多くの開発課題があり、それぞれが個々に大きな開発テーマである。中間 C&R、移行判断へ向けてこれらの課題解決を加速し、原型炉の物理設計を進めていくためには、これまで以上に、プラズマ、中性粒子、不純物、プラズマ壁相互作用や関連分野における実験・モデリング専門家間の連携と協力が必要不可欠である。

参考文献

- [1] H. Kawashima *et al.*, Plasma Fusion Res. **1**, 031 (2006).
- [2] K. Shimizu *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 065028 (2009).
- [3] M. Groth *et al.*, Nucl. Fusion **53**, 093016 (2013).
- [4] L. Aho-Mantila *et al.*, Nucl. Fusion **52**, 103006 (2012).
- [5] K. Hoshino *et al.*, J. Nucl. Mater. **463**, 573 (2015).
- [6] M. Wischmeier *et al.*, J. Nucl. Mater. **390-391**, 250 (2009).
- [7] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion **39**, 1983 (1999).
- [8] M. Toma *et al.*, J. Nucl. Mater. **390-391**, 207 (2009).
- [9] K. Ohya, Phys. Scr. T **124**, 70 (2006).
- [10] Y. Homma *et al.*, in *Proc. 22th Int. Conf. on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices* (Rome, Italy, 2015).
- [11] H.D. Pacher *et al.*, J. Nucl. Mater. **415**, S492 (2011).
- [12] M. Yagi *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **52**, 372 (2012).
- [13] T. Takizuka *et al.*, Contrib. Plasma Phys. **50**, 267 (2010).

小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

4. ITER 及び原型炉ダイバータ工学の現状と研究開発

4. Current Activities and R&D Status on Divertor for ITER and DEMO

鈴木 哲, 朝倉 伸幸

SUZUKI Satoshi and ASAKURA Nobuyuki

量子科学技術研究開発機構 核融合研究開発部門

(原稿受付: 2016年10月16日)

本章では, 現在国際協力の下で建設が進みつつある国際熱核融合実験炉 ITER のダイバータの開発の現状を述べるとともに, 次世代の核融合炉である核融合原型炉のダイバータの工学設計の現状について紹介する.

Keywords:

divertor, ITER, water-cooled, tungsten, copper-alloy, ferritic-steel

4.1 はじめに

本章では, 水冷却 - 固体対向材料を採用したダイバータとして, ITER ダイバータの開発状況を紹介しますと共に, ITER ダイバータと同様の水冷却 - 固体対向材料を主案とした原型炉ダイバータの開発に向けた課題と工学設計の現状を説明する.

ITER ダイバータは開発の当初から, 運転期間中の交換を前提とした設計がなされると共に, DT 運転を行う観点から遠隔保守装置による交換作業を考慮し, 図1に示すようなカセット構造を採用している. ITER ダイバータは, ステンレス鋼 (316L(N)-IG 及び XM-19) 製のカセットボディ (Cassette Body; CB) と呼ばれる筐体に, 内側垂直ターゲット (Inner Vertical Target; IVT), 外側垂直ターゲット (Outer Vertical Target; OVT) 及びドーム (Dome; DO) と呼ばれる高熱負荷受熱機器が設置された構造を有

しており, このようなカセット54個を真空容器下部に配置してダイバータを構成する. なお, CBは各高熱負荷受熱機器への冷却水のマニフォールド及びDT運転時に発生する中性子に対する遮へいの機能を担っている. これらの機器は, ダイバータ製作に参画する日 (JA), 欧 (EU), 露 (RF) の3極が分担して製作を行い, ITER 機構 (IO-CT) に物納される予定である. 各極の分担も図1に示した.

4.2 ITER ダイバータの高熱負荷受熱機器の概要

4.2.1 垂直ターゲット (IVT, OVT)

ITER ダイバータの高熱負荷受熱機器において, 最も過酷な負荷に曝される機器が垂直ターゲットである. 垂直ターゲットは磁力線と交差する位置に設置されるため, 磁力線に巻き付いて入射する粒子 (イオン・電子) によって非常に高い熱負荷を受ける. 特に, セパトリティクスに位置する直線部 (ターゲット部) には高い耐熱性が要求され, 入射熱負荷は $10\sim 20\text{ MW/m}^2$ に達する. 既存のトカマク型実験装置で実績のある高熱伝導性の炭素繊維複合材 (Carbon Fiber reinforced carbon Composite; CFC) が設計に採用され, 開発が進められてきた[1]. 一方, 2013年11月のITER理事会において, 表面保護材として炭素繊維複合材に代えて, タングステンをITERの運転当初からダイバータ全表面に使用するという決定がなされ, もともとタングステンを採用していた上部の湾曲部 (バッフル部) を含めて, IVTとOVTの表面保護材を全てタングステン製 (ASTM B760-86 (1999) 規格材) とする大きな設計変更がなされた. この設計変更は, 放射性物質であるトリチウムの吸蔵量の多いCFC材は, ITERにおいてもDT運転時には安全上の理由から使用できないための措置であり, 原型

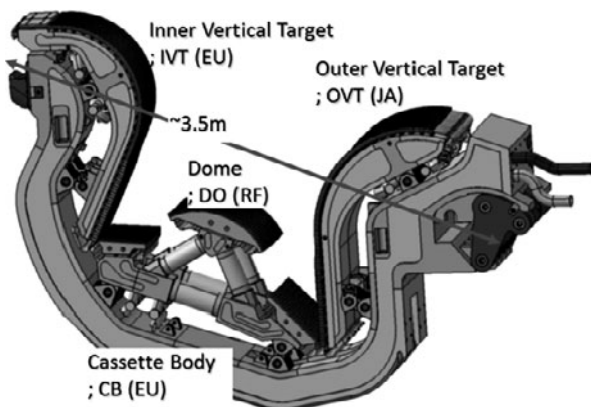


図1 ITER ダイバータの構造 (カセット構造).

Plasma Facing Component Technology Group, Department of ITER Project,
Naka Fusion Institute, Fusion Energy Research and Development Directorate,
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka, IBARAKI 311-0193, Japan

corresponding author's e-mail: suzuki.satoshi@qst.go.jp

炉のダイバータ開発をより強く指向した判断に基づく決定である。図2に垂直ターゲットの例としてOVTの構造を示す[2]。

上記の設計変更では、ターゲット部のタングステン化に加え、新たにOVTの両端部のPFU及び中央部のPFU(図2における左から1～3本目、22本目及び11本目と12本目のPFU)のバッフル部にRoof-shapingと呼ばれる深い傾斜加工(深さ: ~5 mm)が施されることになった。さらにターゲット部にはFish-scaleと呼ばれる深さ0.5 mmほどの非常に浅い傾斜加工も施される。前者はOVTにのみ要求されるもので、プラズマの垂直変位(VDE)時にバッフル部に接触するプラズマからの熱負荷によってタングステンが溶融することを緩和するためのものである。後者は、IVT, OVTの両者に要求され、図3に示すように定常負荷を受ける際に、Field line 上流側に位置するタングステン側面端部が熱負荷に曝されて溶融するのを防止するためのものである。これらはターゲット部のタングステン化及び既存のトカマク実験装置からのこれまでの知見に基づく表面保護材の形状変更である[2]。

4.2.2 ドーム (DO)

ドームは前節で述べたタングステン化に伴う設計変更の影響はなく、従来通り図4に示す構造となっている。垂直ターゲットに比べDOは、熱負荷としては主にプラズマからの輻射と中性粒子によるものであり、5~10 MW/m²となる。このため、垂直ターゲットのようにタングステン表面保護材を冷却管が串刺しにしたようなモノブロック型ではなく、銅合金製の熱シンクにタイル状のタングステン表面保護材を冶金的に貼り付けた平板型(Flat tile)のより単純な構造を採用している。また、除熱能力の高い矩形断面のハイパーベロトロン(Hypervapotron)と呼ばれる冷

却管を採用している点が特徴的である。

4.3 ITER ダイバータの開発の現状

現在までにITERダイバータ調達に参画する3極は、IO-CTと各機器に関する調達取り決めに締結し、各々プロトタイプ製作を行っているところである。本節では、JAにおける実規模OVTプロトタイプ開発について紹介する。

JAでは2013年の設計変更に先立ち、2012年から小型ダイバータ試験体を用いたタングステンドイバータ開発に着手した。その結果、表1に示す基本的な接合方法に関して、高熱負荷試験による評価試験に合格した[3, 4]。

上記の結果を受け、JAが製作した実規模OVTプロトタイプPFU試験体を図5に示す。この試験体は、電子ビームによる高熱負荷試験のために上述したRoof-shapingやFish-scaleといったタングステンの傾斜加工は行っていないが、その他は実機OVTのPFUと同一の構造を有している。

本試験体を用いた評価試験(繰り返し加熱試験)を実施

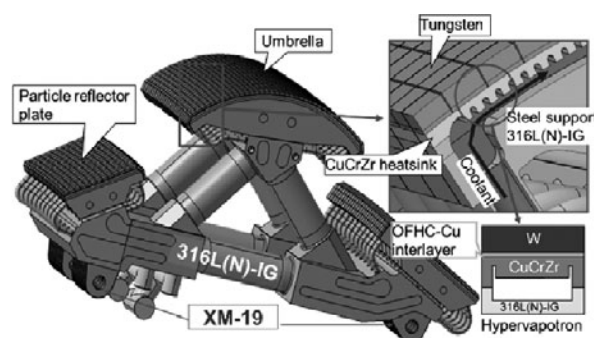


図4 DOの構造。

表1 タングステン/無酸素銅緩衝層/CuCrZr管の接合。

Tungsten/ OFHC-Cu interlayer	OFHC-Cu interlayer/ CuCrZr tube
Direct casting	Brazing with Ni-Cu-Mn filler (Nicuman-37)
Diffusion bonding	
HIP bonding	

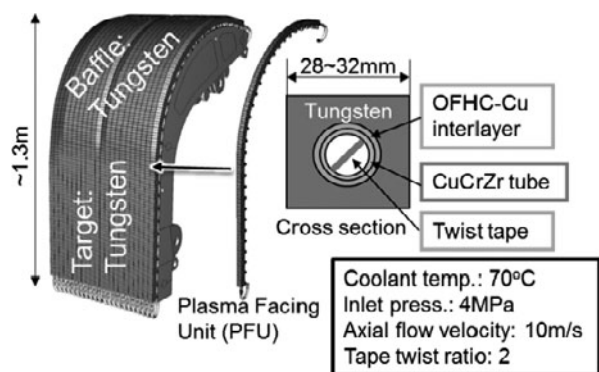


図2 OVTの構造(1カセット当たり22本のPFU。なお、IVTは1カセット当たり16本のPFUで構成される。)

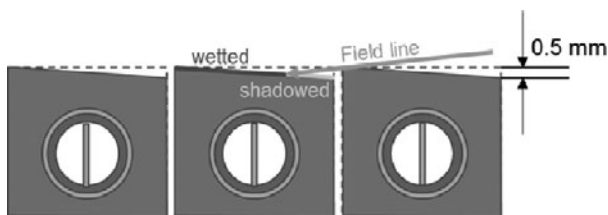


図3 ターゲット部の傾斜加工(Fish-scale)。

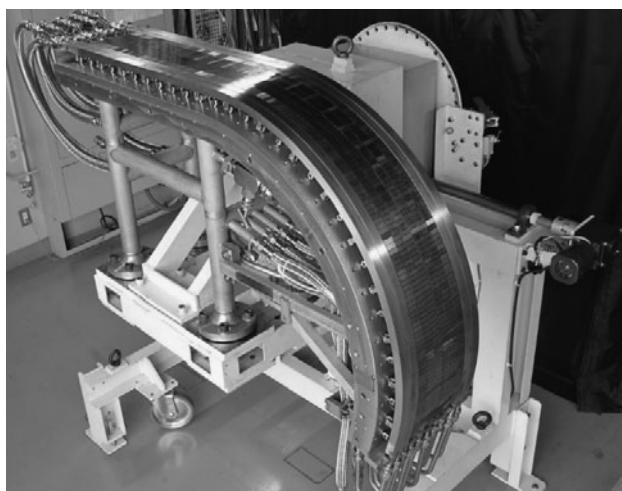


図5 完成した実規模OVTプロトタイプPFUの外観(中央の4本のPFUに対して熱負荷20 MW/m²の繰り返し加熱を実施)。

した結果、ITER ダイバータ OVT に要求されている最大熱負荷条件 ($20 \text{ MW/m}^2 \times 300$ 回) を超える 20 MW/m^2 , 1000 回の繰り返し加熱に対して、除熱性能の劣化やタンングステン表面保護材の巨視的亀裂 (macro-cracking) も観察されず、無事評価試験に合格した。

ここまで ITER ダイバータの設計と開発の現状に関して述べてきた。次節から詳述する原型炉ダイバータの工学設計においても、基本的な構造は ITER ダイバータ構造を踏襲しており、構造材料の選択以外、非常によく似た設計となっている [5]。

4.4 原型炉ダイバータの工学概念

原型炉設計合同特別チームで行われているダイバータの工学概念においても、現在の技術基盤と今後の技術見込を考慮し、ダイバータ対向壁前面を W モノブロック構造としてブランケット設計と同様な加圧水冷却を基本設計としている。一方、核融合出力が 1.5 GW レベルの原型炉では、中性子照射フラックスは約 3 倍に増加し、定常放電となるためその時間積分量であるフルエンスは一年あたり 50–100 倍に増加する。こうした環境に対応する設計概念、および最大 10 MWm^{-2} の熱負荷分布と核発熱を想定した熱除去設計について説明する。

4.4.1 ダイバータ冷却ユニットと冷却配管設計

日本のトカマク原型炉ではブランケットと同様に加圧水冷却 (290°C , 15 MPa) を基本としているが、熱伝導率の低い低放射化フェライト鋼 F82H 配管を使用するため、熱負荷は 5 MWm^{-2} 程度が限度と考えられる。中性子輸送コード MCNP-R と核データベース FENDL-2.1 を使用してダイバータの設計案 ($L_{\text{div}} = 2 \text{ m}$) を評価した結果 (図 6)、特に

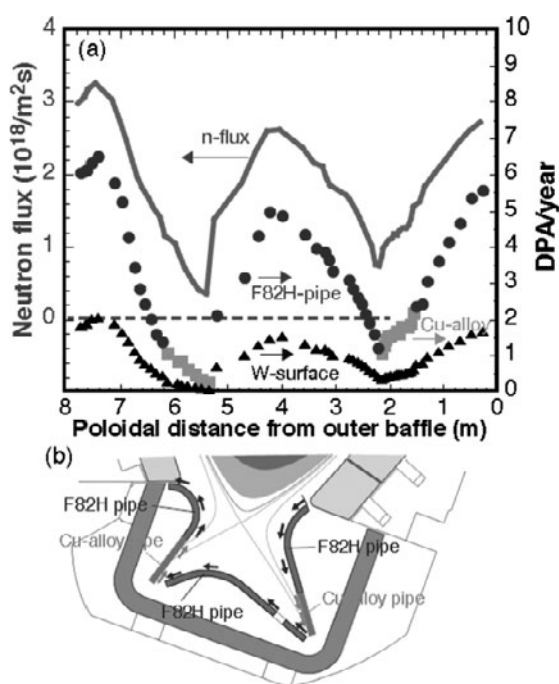


図 6 $L_{\text{div}} = 2 \text{ m}$ ダイバータにおける (a) ダイバータ板への中性子束、および W 表面と冷却配管への 1 年間でのはじき出し損傷量 (dpa)。(b) 銅合金配管 (■)、F82H 配管 (●) のポロイダル位置。

プラズマ中心部を直接見込まないストライク点付近では中性子照射が比較的低くなるため、ITER と同様に熱伝導の良い銅合金 (CuCrZr) 配管を使用し、 200°C , 5 MPa の加圧水での冷却が考えられる。この例では、一年間の連続運転で内側および外側ダイバータの銅合金配管が受ける「はじき出し損傷率 (displacement per atom)」が、それぞれ $0.2\text{--}1 \text{ dpa}$, $1\text{--}2 \text{ dpa}$ 程度となる。原型炉においては、ITER と同程度の冷却水温度 (70°C) では 0.1 dpa 程度の比較的低照射において照射硬化により延性の低下が懸念されるためベース温度を 200°C としている。一方、 $300\text{--}350^\circ\text{C}$ を超える高温では銅合金の結晶粒の粗大化や析出物に伴う照射軟化も懸念されるため、原型炉使用環境での中性子照射データベースの整備が急がれる。

実際に、2 系統の冷却水配管とダイバータ冷却ユニットをカセット内に配置した設計も進められており、概念図を図 7 (a) に示す。第 2 章で説明したダイバータレッグ長を ITER よりも長い 1.6 m とした設計案では銅合金配管を使用する冷却ユニットを内側・外側ともに 0.8 m としている。冷却配管の内径・外径は、加圧および冷却水量に対応する規格を参考にした。ダイバータカセットはトロイダル方向 7.5 度ごとに分割され、16 箇所あるダイバータ排気経路も兼ねた遠隔保守用ポートから各 3 台を交換する [7]。モノブロックの大きさは ITER と同程度 (幅: $22 \times 15 \text{ mm}$) とし、内側・外側ダイバータおよびドームにトロイダル方向にそれぞれ 34, 47, 41 列のモノブロック冷却ユニットを設置している。ダイバータ対向面に、外側ダイバータでの熱負荷ピークを 2.3.1 で示したシミュレーション結果よりも大きな 10 MWm^{-2} とした熱負荷分布を想定し、核発熱を加えた入熱条件を与え、2 つの冷却水系における流速と温度上昇の評価を図 7 (b) に示す。銅合金配管系では、冷却水は外側ターゲットから内側ターゲットを経て排出される。ITER と同様にスワールテープにより冷却水への熱伝導を高め、内側ターゲットで最大流速を 13.4 ms^{-1} とした場合、最終的な温度は 231°C に達するが、限界熱流束に相当する

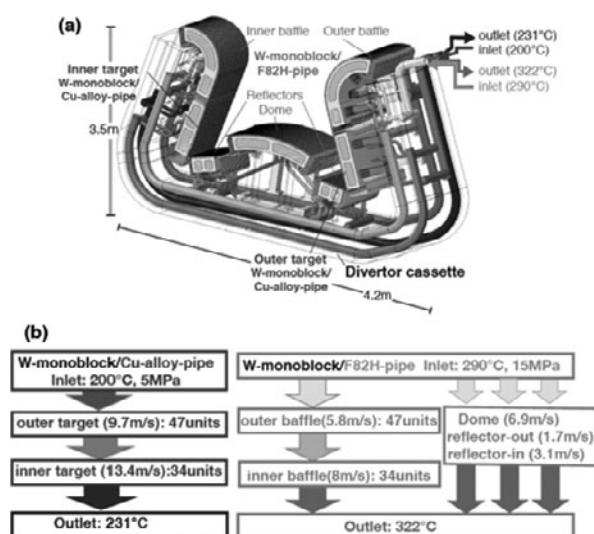


図 7 (a) ダイバータカセット内の配管 (b) 銅合金配管および低放射化フェライト配管の冷却水ルートと流速に対する温度上昇。

250℃よりも低い。F82H 配管系の冷却水は発電に使用するためブランケット温度と同程度の322℃に達するようにしているが、外側バッフルを経て内側バッフルをまわる経路では、最大流速が 8 ms^{-1} に達する。また、内側と外側リフレクターおよびドームには並列に分流し、ほぼ同じ出口温度に達するよう流速を調整する。1ダイバータカセットあたりの冷却ユニット用冷却水の流量は、銅合金およびF82H 配管系統でそれぞれ $0.029\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ 、 $0.056\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ となり、ダイバータ全体（48カセット）では $1.39\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ 、 $2.69\text{ m}^3\text{ s}^{-1}$ になる。

原型炉においては、核融合で発生する中性子およびガンマ線により構成材料中では核発熱が生じる。この大きさは、ターゲット部ではプラズマによる最大表面熱負荷の1割以下で有り、冷却ユニットの熱除去設計には大きく影響しないが、バッフル、ドーム、支持構造物やカセットではITERと比較して大きく、これを考慮した熱除去設計が必要である。原型炉では、ダイバータカセット設計を、大きな核発熱の除去、ディスラプションによる渦電流・ハロー電流などによる電磁力に耐え、かつ遠隔交換に適した構造、さらに廃棄物を減らすために再利用部を増やすことも考慮し、進める必要がある。

4.4.2 ダイバータ冷却ユニットの熱除去設計

前節で説明したターゲット冷却ユニットの熱除去性能は3次元有限要素法による熱輸送解析により評価されている。冷却ユニットは、Wモノブロックに銅合金配管（内径9 mm、外径11 mm）を、緩衝材に無酸素銅を使用し接合する構造とした。W表面から緩衝材までの深さは5 mmとして、銅合金配管にはスワールテープを挿入し除熱性能を高める。本検討では、磁力線に沿うプラズマによる熱流束と、放射損失と中性粒子による熱負荷が、実際の熱負荷に似た分布で照射されるとし、プラズマ対向面は実際の構造を反映するように、プラズマ入射側のエッジを保護するためにタイル表面はトロイダル方向に1°傾斜させ段差（Fish-scale）を設けている。図8に外側ダイバータ板におけるプラズマ熱負荷に放射損失パワーを加えた熱負荷条件の例とストライク点付近における解析結果（モノブロック表面および最大熱負荷地点での断面温度分布）を示す。Fish-scaleがない場合の最大熱負荷は 10 MWm^{-2} であるが、傾斜のため入射と反対側で 11.9 MWm^{-2} に達し、段差のためプラズマ照射に対して影となる部分は放射および中性粒子による熱負荷のみ 5.6 MWm^{-2} を受け、トロイダル方向に対しても非一様な熱負荷分布となる。この結果、W表面温度はエッジ部で最高（ 1021°C ）に達するが、Wの再結晶温度（ 1200°C ）以下である。また、銅合金配管における銅緩衝材側の最高温度は 331°C であり構造強度を保つことができると思われる。ここで核発熱の影響は銅合金部の温度上昇にして 5°C 程度である。外側ダイバータのように部分的に接触プラズマとなる場合、さらに磁力線に沿うプラズマ熱流束が増え、熱負荷が局所的に 14 MWm^{-2} に達すると、Wの再結晶温度を超える。ダイバータの磁場形状やモノブロック形状を考慮した冷却ユニットへの熱特性解析は、プラズマ制御による熱負荷の低減とともに、ダイバータ運転

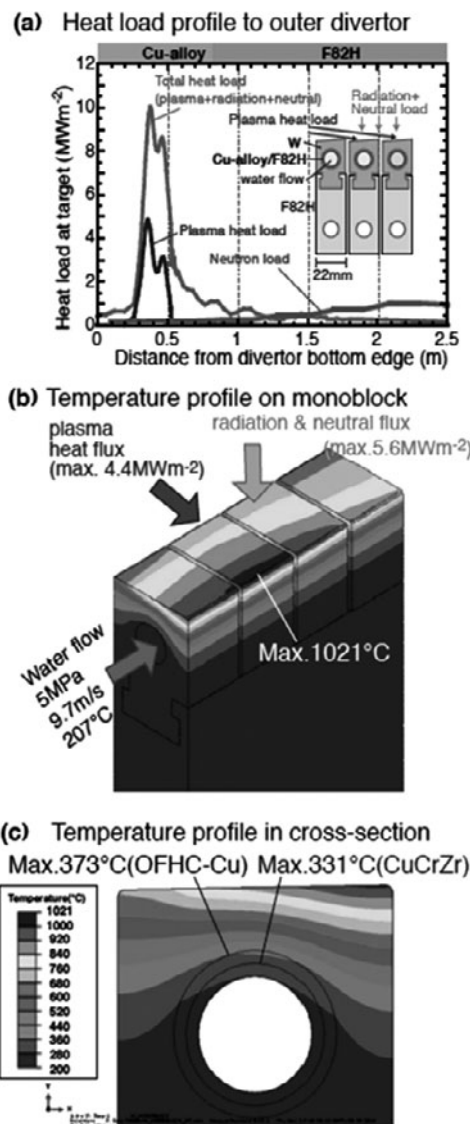


図8 (a)外側ダイバータ板へのプラズマと放射損失による熱流束分布（プラズマ輸送のみ、合計）および中性子エネルギー束。ダイバータ板への最大熱流束が 10 MWm^{-2} の分布条件における温度分布：(b)モノブロック表面、(c)断面。

評価のために重要なことがわかる。

熱輸送の解析結果から、冷却水への最大熱流束は 18 MWm^{-2} に達するが、限界熱流束の2/3に相当しプラズマ制御による変動などを見込んだ尤度内と考えられる。また、モノブロック側面における銅緩衝材の接合部では局所的に 25 MWm^{-2} に達するがITERの熱負荷試験とその解析評価を参考にすると許容範囲内と思われる。構造材である銅合金配管の変位（ひずみ）と応力について弾塑性解析を開始している。接合製作時から常温冷却までの温度履歴を経て、 200°C の運転ベース温度から最大 10 MWm^{-2} に相当する熱負荷を繰り返し与えたが、ひずみの進展や応力変化は見られない。また、銅合金配管の応力は局所的に 200 MPa を超えるが多くの部分では $80\text{--}150\text{ MPa}$ と熱膨張による応力を加えた許容応力（ 3 Sm ）以下に収まるため、設計の修正により改善は可能と考えられる。また、対向材や緩衝材の応力も材料特性から評価可能であるが、機能材料であるため強度限界の判断は難しく、むしろ試験体

への熱照射試験等による R&D が望まれる分野である。

原型炉環境では、中性子照射による W および銅合金材の欠陥生成や He 発生・透過による脆化、あるいは核変換などによる伝熱性能の低下が想定される。照射フルーエンスや繰り返し熱負荷に伴う劣化を想定した熱・応力評価も行い、プラズマやダイバータ運転に反映することも考えられる。

本節では、最大 10 MWm^{-2} の熱除去能力をもつ ITER ダイバータを基本概念とし、「現在の技術基盤と今後の技術見込を考慮した」ダイバータ設計案を説明したが、原型炉「初期」のダイバータと考えている。その製作段階までには、さらなる材料や製造手法の開発、工学設計や製作手法の開発は求められる。一方、定常運転の照射環境下では、W 対向材の損耗・溶融および銅合金配管を使用した箇所は1-2年毎に遠隔保守（交換）が必要となり、原型炉の稼働率を制限する大きな要因になる。したがって、商用炉に向けた原型炉「後期」ダイバータ設計として、プラズマ対向材料の開発と共に、銅合金に代わる冷却配管を使用した工学設計[8]、あるいは耐中性子照射性能の高い銅合金の開発計画が、原型炉設計の段階で求められる。

一方、熱伝導率の低い F82H 冷却配管を選択した場合、第2章で示したシミュレーション結果のようにダイバータサイズを大きくする設計とともに、放射損失する割合をさらに増加する必要がある。炉心およびダイバータにおいてより厳しいプラズマ制御が求められる。原型炉のダイバータ研究開発に向けて、プラズマ対向材および冷却配管材の開発および新たなダイバータ工学設計の進展に寄せられる期待は大きい。さらに、現在のトカマク実験装置での結果や2.3節で記したようにダイバータプラズマの制御と主プラズマの閉じ込め性能および燃料希釈への影響は大きい。

原型炉のダイバータ研究開発では、主プラズマの設計においても放射損失や密度の増加が望まれ、それと整合するダイバータ磁場や幾何形状および非接触プラズマ制御の改善によりダイバータ板への熱負荷を低減するシナリオが不可欠となる。

4.5 まとめ

現在建設が進みつつある ITER のダイバータの開発状況に関しては、ダイバータ製作を行う3極（JA, EU, RF）がプロトタイプ製作を実施しており、特に JA はその中で初めて実規模プロトタイプ PFU の評価試験に合格したところである。一方、原型炉ダイバータ開発に関しては、量研機構において水冷却-固体対向材料を主案とし、ITER ダイバータの技術的な延長として捉えることのできるダイバータの工学設計が進捗している。この工学概念は上述したとおり、原型炉「初期」のダイバータに向けた設計概念であり、今後、原型炉「後期」ダイバータのための工学設計及び材料開発が必須と考えられる。特に、原型炉の経済性を考慮して、保守管理の合理化に向けた一層の努力が必要である。

参考文献

- [1] 例えば S. Suzuki *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 845 (2012).
- [2] 例えば M. Merola *et al.*, Fusion Eng. Des. **96-97**, 34 (2015).
- [3] K. Ezato *et al.*, Fusion Eng. Des. **98-99**, 1281 (2015).
- [4] T. Hirai *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1798 (2013).
- [5] K. Ezato *et al.*, Fusion Eng. Des. **109-111**, 1256 (2016).
- [6] N. Asakura *et al.*, 12th Int. Symp. Fusion Nuclear Technology (Jeju, Korea 2015) 05A.
- [7] H. Utoh *et al.*, Fusion Eng. Des. **98-99**, 1648 (2015).
- [8] J.H. You *et al.*, Fusion Eng. Des. **109-111**, 1598 (2016).



小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

5. ダイバータ対向・構造材料と照射影響研究の現状と研究開発

5. Current Status of Irradiation Effects Research and Development on Plasma Facing Materials and Structural Materials of Divertor

5.1 タングステン

5.1 Tungsten

長谷川 晃

HASEGAWA Akira

東北大学工学研究科

(原稿受付：2016年10月16日)

核融合炉のダイバータ用対向材料としてのタングステンの使用環境と、それに合わせたタングステン材料の開発について概観する。さらにこれまでの中性子照射データから得られたタングステンののはじき出し損傷と核変換の効果について述べ、今後の中性子照射研究についてまとめる。

Keywords:

Tungsten and tungsten alloys, neutron irradiation, irradiation damage, nuclear transmutation, property degradation

5.1.1 はじめに

核融合炉（国際熱核融合実験炉 ITER および原型炉について）におけるダイバータの中性子および熱負荷環境は、タングステン(W)を使用した場合、表1に示すような条件が試算されている[1, 2]。これはダイバータの形状や周辺機器の配置などにより、中性子のエネルギー分布や中性子束が変わることにより変動するが、本節の内容の前提として考えることにする。原型炉のダイバータでは5年ごとの交換を前提として、中性子照射により15 dpa程度の照射損傷と3%程度の核変換レニウム(Re)が発生すると予測されている。一方で、高エネルギー中性子によって発生する(n, α)反応によるヘリウム(He)は約10 appm程度と、参考値として示されている低放射化鉄鋼材料にくらべて低くなると予想されている。

ダイバータのプラズマ対向部分については、ITERで使われるWモノブロックが原型炉でも使われるとして、その使用温度条件を考える。ダイバータはプラズマにさらされる側の表面の高温領域（この温度はプラズマの密度やエネルギー、ダイバータ形状にもよる）から、冷却水の温度まで大きな温度勾配の中で使われると想定される。その概要を図1[3]に示す。このような温度勾配に対して、一般的には熱膨張による熱応力の発生などが考えられるが、材料の特性を考えると、さらに挙動は複雑になる。

Wのような金属材料の特性、特に強度や伸び等の機械特性は温度条件で大きく変化する。さらに、金属材料は一般

に製造工程の変形加工等により転位組織や微細な結晶粒組織が導入されるが、この加工工程は材料の形状を整えるだけでなく、組織の均一性や強度・延性等の特性を向上させている。このような組織は、ダイバータの環境、すなわち高温で使用すると加工組織の回復や再結晶がおり、転位や結晶粒組織の回復（消滅）により強度の低下と伸びの増加、そして再結晶による結晶粒の粗大化などがおこる。W材料でよく使われる「応力除去熱処理」というのは、加工などで材料中に残った弾性ひずみを取り除くための熱処理で、比較的高温環境で起こる応力緩和という現象を利用したものである。強く加工した材料は加工時の残留応力により、加工後にたわんだり、少し時間が経ってから割れたりする「遅れ破壊」現象を引き起こすことがある。Wでは加工の度合いにもよるが、高温で保持することで転位の移動がおり、内部に残留した弾性応力が、例えば900℃の温度で0.1~0.5 h保持することで8割程度は消失（除去）する[4]。Wではさらに高温におかれることで、転位組織が完全に回復し、新たな結晶粒ができる再結晶化と、さらにこの結晶粒の粗大化がおこる。Wの粒界の結合強度は弱いのので、低温にしたときに粒界で破壊する粒界脆化が起こることが知られている。また、Wのような体心立方構造をもつ金属材料では、ある一定の温度以下では転位が動きにくくなって、延性が急激に低下し、金属の母相（結晶粒内部）そのものが塑性変形を起こす前に脆性的に破壊する。この境界の温度を延性脆性遷移温度（Ductile Brittle Transition

Temperature:DBTT) という。機械的健全性が要求される機器の構造材料では、使用温度がこのDBTTよりも低くならないようにして使われる。図1にはこれら、ダイバータの温度環境と組織変化、材料特性の温度依存性の概略も示す[3]。このように温度分布のあるものについては、それぞれの温度が組織変化や特性変化にどのように影響するのにも留意しなければならない。

5.1.2 W 材料開発

W は金属元素で最高の融点 ($\sim 3420^{\circ}\text{C}$) をもち、資源量もそこそこあることから、高温機器用材料として古くから使われてきた。特に融点が高いので、溶融して単結晶を作る際に他の元素が蒸発するなどしてしまうので高純度材を得やすいので、昔から高純度単結晶を使った物性研究が行われてきた。一方、工業用材料としては、電極や電球の

フィラメントのような薄板や細線が多く作られたが、高密度 (19.3 Mg/m^3) で重く、高温でも硬く変形しにくいことから圧延などの加工が難しいこと、硬いために室温で行うことの多い機械加工中での工具の摩耗や W 自身の割れや欠けが起りやすいことから、ダイバータのようにブロック状で使われることはほとんどなかった材料である。

核融合炉での利用状況を考えると、ダイバータのタイルは核融合炉の安全性を担保する圧力境界の構造材料ではないので、ITER では冷却を担保する熱伝導の妨げにならないければ、き裂の発生をある程度許容している。しかし、機器を長期にわたって安全に使用するには、き裂の発生はできるだけおこらない方がよい。ITER の機器・材料の調達の一基準の一つである「ITER グレード」というのは、粉末焼結と熱間圧延で製造された工業用の W 材料の厚板材の一般的な規格 (ASTM 準拠) で、不純物レベルがそこそこ低

表1 ITER および DEMO 炉での中性子照射条件[1]。*は[2]より。表中の RAFM は低放射化マルテンサイト鋼を示す。

	ITER	DEMO like Reactor	
	Divertor	First Wall	Divertor Target
Component Replacement	Up to 3	5 year cycle	5 year cycle
Av. neutron fluence dpa	Max.0.15 (MWa/m ²) 0.7 dpa/W	10 (MWa/m ²) 30 dpa/W 120 dpa/RAFM ~20 appm/W *	5 (MWa/m ²) 15 dpa/W 60 dpa/RAFM ~10 appm/W *
appm(He)*		1200 appm/RAFM	600 appm/RAFM
%Re for W	0.15% Re	6%Re	3%Re
Normal Operation			
No. of cycle	10000	<1000	<1000
Peak particle flux	$10 \times 10^{23}/\text{m}^2\text{s}$	$0.02 \times 10^{23}/\text{m}^2\text{s}$	$\sim 10 \times 10^{23}/\text{m}^2\text{s}$
Surface heat flux	10 MW/m ²	<1 MW/m ²	<10 MW/m ²
PFM operational Temperature	W: 200 – 1000°C	W: 550 – 800°C	W: 500 – 900°C (Water cool) 650 – 1450°C (He cool)
ELM energy density	30 MJ/m ² (Disr.)	<<1 MJ/m ²	<<1 MJ/m ²
Off-normal operation (Disruptions)		–	
Peak energy density		–	30 MJ/m ²
Duration(ms)/no.of event	1 – 10 (%) (Disr.)	–	1 – 10, max. 10

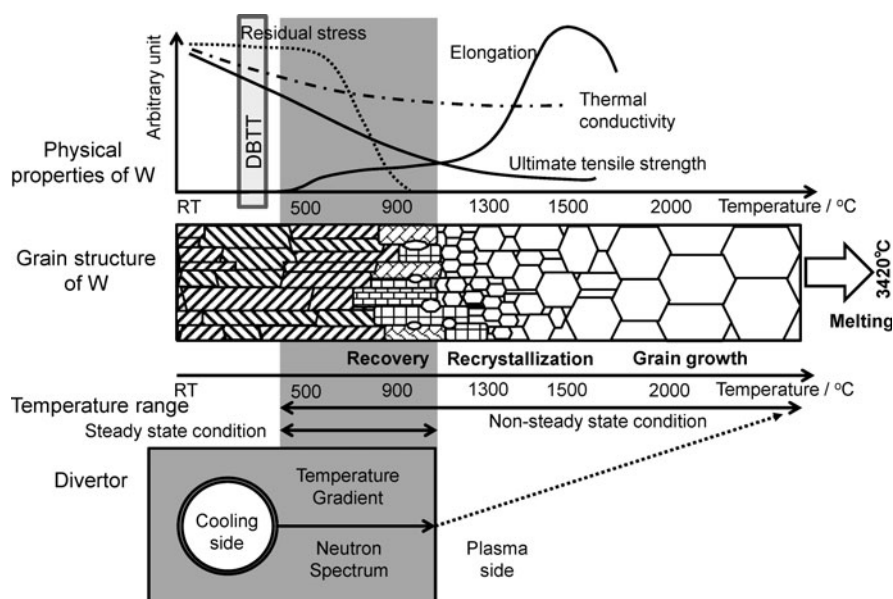


図1 ダイバータの温度環境とWの組織および機械特性の温度依存性[3]。

く、結晶粒径が約 120 μm 以下、硬さが Hv : 410 と、再結晶していない熱間圧延材であれば、ほぼ満たしている基準である。これは材料の調達先を広げ、コストを下げるために比較的ゆるい基準にしたものと思われる。

一方で、ITER グレード材以上のさらに機器の高い健全性を実現する W 材料を得るための開発方針としては、(1) 再結晶温度を上げる（再結晶しにくくする）、(2) DBTT を下げる（運転停止時でも破壊しにくい）、(3) 高温強度を上げる（高温環境下でも変形・破壊しにくい）が考えられ、これらを実現すべく各種の材料開発が進められている。そのために結晶粒の微細化等の組織制御が様々な方法で採用されている。図 2 は結晶粒のない単結晶から、粉末焼結 (PM) やアーク溶解、化学気相堆積 (CVD) 法、メカニカルアロイング (MA) 法などで結晶粒の大きさや形状を制御した例を模式的に示している。K ドープや La ドープ材とは、カリウム (K) のバブルや、ランタンの酸化物 (La_2O_3) を粒界・粒内に分散させて結晶粒微細化と高温強度の向上を狙った W 合金であり、工業材料としても使われているものである。結晶粒の微細化は、粒界が細くなることで、粒界に沿ったき裂の進展が粒界に沿って偏向する際にエネルギーが余分に必要になることから、低温領域における脆化の抑制方法として使われている手法である。単結晶は結晶粒がないので再結晶は起こらず粒界脆化を起こさないし、一般的には低温でも延性を示すこともあるので良いように思えるが、ちょっとした傷が原因で、特定の結晶面に沿って簡単に全体がガラスのように劈開破壊してしまうことがある。そのため仮にモノブロック程度の単結晶を作れたとしても、室温での機械加工で表面の研削や研磨が必要なダイバータの材料としては不向きであろう。この他には強加工した W の薄板を積層した材料や、繊維などの強化材や別の金属などと複合化した材料などの研究が世界各国で進められている。

実用的には ITER では数十～百トンレベルでの素材が必要となることから、製造性、組織的均一性、再現性、大量

生産性、加工性、製造コストなども材料選択の重要な因子となる。本研究の主題である中性子照射効果を確認する材料としては、実験開始からデータを得るまで数年の単位が必要なこと、照射前の材料製造時の不均一性や欠陥などによる材料特性への影響を避けるためには、毎年性能が進歩する開発途上の材料よりも、まずは再現性および均一性が担保できる製法による材料を選択し、原子炉での照射実験を行うことが肝要であろう。

5.1.3 中性子照射効果（はじき出し損傷）

W の中性子照射効果に関する研究は、1960 年代から 80 年代にかけて、米国で宇宙用原子炉の燃料被覆管材料等としての研究が進められた[5]。この原子炉の計画が頓挫したことからその後は重照射の研究はほとんど行われなかったが、体心立方金属中の格子欠陥の研究として低照射量の原子炉照射や、加速器や電子線を使った研究は行われていた[6]。核融合炉では 15～30 dpa という重照射が想定されているが、米国において材料や燃料試験用に高速中性子炉が使えたときは W でも 10 dpa 近い照射の実績があったが、90 年代以降、高速炉が世界的に運転停止となると、照射量も 1～2 dpa のものしか行われていない。最近の W の照射データもほぼこの範囲前後である。ここでいう dpa (displacement per atom) とは照射環境のパラメータであり、中性子照射による材料の吸収エネルギー量から計算した材料中の格子位置からはじき出された原子の数（空格子点の数）と材料中の全ての原子の数の比（無次元量）である。例えば 1 dpa は中性子照射により材料中の全ての原子が 1 回、その格子位置からはじき出される損傷量を示す。実際には、格子原子のはじき出しは 10 nm 立方くらいの領域の局所的な現象であり、さらにははじき出された原子の 99% 以上が、はじき出し直後の ps から ns の極めて短時間の内に格子位置に納まる（再結合する）ので、1 dpa といえども材料全体が結晶の形を崩してアモルファス（非晶質）や液体状態になるわけではない。発生直後の再結合を生き残った

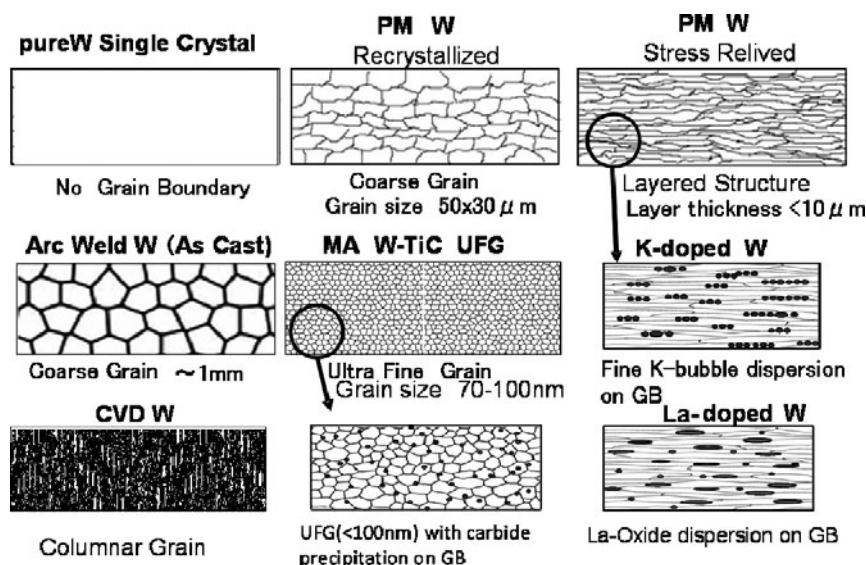


図 2 工業的に行われている W 材料の組織制御方法。

わずかな欠陥が、長い時間を経て蓄積され、移動し集まって格子欠陥集合体になって、材料を変質させるのである。また、同じ中性子照射を受けても、材料原子の結合の強さや原子の質量で dpa 値は異なる。例えば鉄鋼材料の 1 dpa は W の約 0.3 dpa に相当する[7]。

これまで我々や他の研究者の原子炉照射で得たデータを基に、比較的核融合炉に近い温度領域である 500~800℃ の範囲で、約 1 dpa での純 W (再結晶材) における照射挙動をまとめたのが図 3 である。はじき出しで形成する照射欠陥集合体は、原子のはじき出されたあとの空格子点が集まったボイド (空洞) や、はじき出された格子原子が板状に集まった転位ループなどである。これら欠陥の集合体による材料特性への影響の例として、ボイドによる体積増加 (スエリング) と、照射による硬化 (強度上昇に相当) を示す。W を始めとする体心立方金属は一般にボイドによるスエリングはあまり大きくなく、10 dpa 程度の照射でも 1.8% 程度の体積増加であり、最大のスエリングは 800℃ 前後で起こると報告されている[8]。一方で照射による硬化は欠陥集合体の大きさと単位体積当たりの数 (数密度) の積の平方根に比例すると言われており、硬化のレベルの度合いは照射時の温度や照射速度 (dpa/s) などに変化する。一般に欠陥が大きく [小さく] なれば数密度は低下 [増加] する。これら欠陥集合体の大きさの変化は 10 倍程度であるが、数密度の変化は 100 倍から 1000 倍くらいになるので、低温照射でのほどほどの大きさの高密度の欠陥集合体の方が硬化が大きくなるという傾向がある。この欠陥集合体の大きさや数密度は、これらの格子欠陥を吸収して消滅させるシンク (sink) と呼ばれる材料中の結晶構造の乱れの部分、例えば加工による転位や結晶粒界、析出物などの存在により大きく変わる。例えば金属材料の照射による影響を抑制する手段として、冷間加工や結晶粒微細化、析出物形成などによる高密度のシンクの導入が採用されてきた。これらシンクの効果は非常に顕著に現れることもあるが、どのくらいの照射量 (dpa) まで、欠陥のシンクとして有効に働くか、という点が重要である。照射によるはじき出しで、局

所的ではあっても原子が攪拌されることで、原子の移動が促進され、温度が上がるのと同じ効果になり、シンクが本来安定である温度でも回復や分解などで消滅してしまうことがある。もし、シンクが消滅して欠陥を吸収する効果がなくなると、急激な照射による変化などが起こる可能性があり、その変化は簡単に外挿できるものではないので、重照射領域までの実際の照射データが求められることになる。

5.1.4 中性子照射効果 (核変換)

中性子照射でははじき出しのみならず、中性子を吸収して別の核種や元素に変わる核変換もおこる。W では、特にエネルギーの低い熱中性子との核反応の (n, γ) に起因する核変換がおこりやすく、レニウム (Re) やオスミウム (Os) などが生成する[7]。この反応断面積 (確率) は W の同位体にもよるが、Fe にくらべると 10~100 倍以上も大きい[9]。熱中性子の多い照射環境では、純 W が数% の核変換形成元素を含む W-Re 合金あるいは W-Re-Os 合金に変わっていくという特徴がある。W で核変換が重要なのは、非照射では Re は 25% まで、Os は 5% くらいまでは W に固溶するのに、中性子照射環境下では Re が 5~10% 程度でも σ 相 (WRe) や χ 相 (WRe₃) が析出することにある (Os も同様) [10]。これら析出物は金属間化合物で非常に硬く、脆い。この照射誘起による析出のメカニズムはまだ完全に解明されていないが、非照射では固溶体となって均一に混じり合っている組成であっても、照射によって析出が誘起され、それにより W の母相が非常に大きく硬化することがある。一方で、析出は前述の欠陥のシンクにもなるので、はじき出しによる照射欠陥集合体ができにくくなるという良い面もある[11]。どちらにしても材料中に異物が形成することで硬くなるというのは、材料が変形しにくくなるということなので良さそうであるが、強くなると材料は脆く壊れやすくなるので、材料的には照射による硬化は小さい方が良く、そのバランスが重要になる。

また、Re は固溶状態では W の熱伝導率を低下させる。

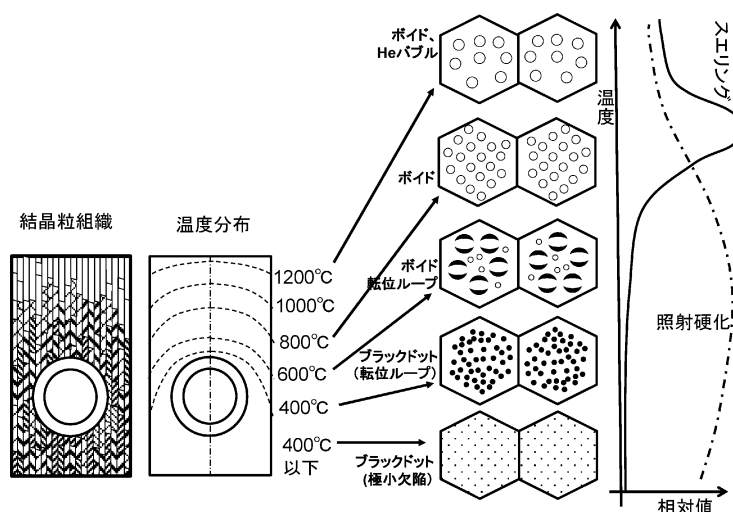


図 3 500~800℃の温度領域で、1 dpa 程度照射した純 W の損傷組織の概略。

図4に非照射の状態におけるWとW-x%Re合金の熱拡散率（熱伝導率にほぼ比例）の温度依存性を示す[12]。5%Reで室温の熱拡散率が純Wの約50%程度に低下する。その結果、冷却効率が低下しダイバータ表面の温度が上昇する。これから核融合炉での使用中にReが蓄積することで、当初は再結晶しなかったWでも、冷却能力が低下して表面の温度が上がることで、場合によっては再結晶を起こすようになる可能性が考えられている[13]。Reは非照射環境下では固溶状態で使うと、Wの延性を増し、DBTTを下げ、高温強度を上げるWの特性を改善する元素として昔からよく知られて元素である[14]。しかし中性子照射環境下では固溶範囲内でも析出がおり、析出物による硬化と材料の延性低下、さらにはDBTTの上昇も引き起こす可能性のあるやっかいな核変換元素である。照射下の環境でどのような機構でこのような劣化を引き起こすようになるのかについては、まだ明らかになっていない。

核変換については、数MeV以上の高エネルギー側の中性子が引き起こす (n, α) 反応で発生するHeによる粒界の脆化や、ボイドの形成や成長を促進することでスエリングを大きくすることが鉄鋼材料では問題になっている。Wでは (n, α) 反応のしきい値が高いため[9]、表1に示すように鉄鋼材料の1/10以下のHeしか発生しないと考えられている。Heは固体材料にほとんど固溶しないため、粒界などの界面上に析出し、粒界強度を低下させるHe脆化が鉄鋼材料などで知られている。WにおいてもわずかなHeでも粒界脆化を引き起こす可能性があるが、W中でHeの動く温度が1200℃近傍というデータがあり[15]、同じようにKの気泡が粒界上に発生するKドープしたW材料（非照射材）では、高温領域でこの気泡による脆化が見られていないので[16]、中性子照射材でも高温における粒界のHe脆化は起こらない可能性もある。ただしこれは材料内部における核反応由来のHeの生成量が少ない領域の話であり、プラズマからの高密度のHeイオンの照射にさらされる対向壁の極表面で報告されているファズ構造のように、W中でHe濃度が数千ppm以上に達する領域で、材料の温度がHeが動くとされる1200℃を超え、再結晶もおこる条

件下では、表面近傍の粒界でのHe気泡形成で粒界脆化が起こる可能性が高い。一方、再結晶で結晶粒が粗大化したWにおいては、極表面あるいは材料内部において、He量が少なくても粒界に形成したHeの気泡が、室温など低温領域での粒界破壊の原因となって脆性破壊を促進することでDBTTを上昇させる可能性が考えられるが、いずれも実験的には検証はされていない。

5.1.5 中性子照射研究の今後

前述のようにWの組織制御が照射による組織変化が起こる環境下でどこまで有効に働くかは実際に照射によって個々の材料を調べるしかない。また原子炉照射によるDBTT上昇や脆化についても、はじき出し損傷量だけでなく、中性子スペクトルに強く依存する WRe_x の析出物の影響をよく考え、その結果が核融合炉に当てはめられるかに留意しておく必要がある。これまで得られた結果から、微細組織発達についてのDEMO炉領域までの予測は行われている[3, 17]が、その確認はできていない。現在、重イオン照射による重照射領域までの研究も行われているが、中性子照射材とイオン照射材のはじき出し損傷量(dpa)と照射温度を考慮した微細組織変化のいわゆる照射相関はまだ不十分な段階である。

原子炉での照射は照射する試験片を入れる体積が限られていること、材料の放射化により照射後の材料試験が制約を受けることなどから、小型の試験片（3mm直径、厚さ0.3mmの微小円板）での照射が主に行われてきた[17]。この試験片では硬さや微細組織の情報は得られるが、引張り強さや延性、DBTTなどは正確に評価できない。そのため、開発した材料で非照射における材料特性が向上したものの耐照射性が期待される材料でも、これらの特性を評価可能な大きさの試験片を原子炉に入れて照射しないとその効果のほどはわからない。一方、Wの諸特性はC, N, Oなど侵入型不純物元素や、加工度、結晶粒の形状や大きさなどに影響を受けるため、素材や製造・加工の段階から吟味して単純に組成や組織のみを変えた材料間で比較しないと、それらの耐照射性の有効性を確認することも難しい。一方で均一で再現性の高いW材料の製造には大型の粉末圧縮の装置や千数百度の雰囲気制御した熱処理や加工の設備が必要である。そのため、照射実験においては、非照射材料における再結晶温度や組織均一性、熱物性や機械特性のデータを取得したものについて、照射試験を進める必要がある。

ダイバータ機器の照射効果検証のために、モックアップをそのまま原子炉に入れて照射する計画も考えられているが、図1や図4に示したようにダイバータには様々な温度環境があり、材料は照射温度によって様々な変化を示すことから均一な欠陥分布にはならない。さらにモックアップは体積が大きく、形状が複雑なため、照射温度の評価も不確かになりやすい。一方、低温照射材の場合、高温加熱によって照射欠陥が再結合で消滅してしまうこともあり、照射したモックアップの高熱流束加熱試験による破損の原因がどこにあるのかが、はっきりしなくなる可能性もある。

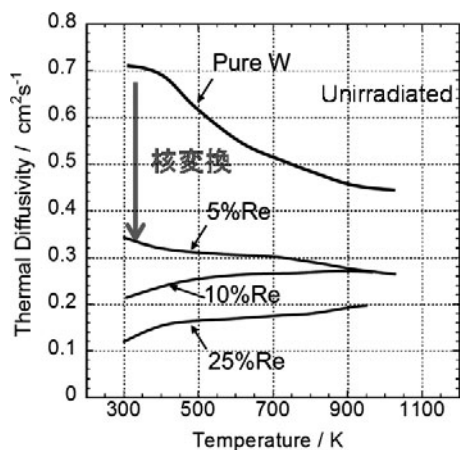


図4 Wの熱拡散率に及ぼすReと測定温度の影響。[12]より、再構成。

ただ、実機でもそれほど温度勾配の無い低い温度領域の冷却管周辺やその接合部などの界面の照射後の健全性の確認には有効であろう。モックアップ試験体は体積が大きいので多くの試験体を照射することが難しく、また照射後の放射能レベルも高くなることから、容易には照射後の特性評価ができない恐れがある。そのため、個人的には、モックアップの照射は工学的には興味ある課題ではあるが、形状が決まっていない中で、限られた予算の下で、限られた原子炉照射の機会や照射体積を有効に利用するためには、モックアップの照射よりも、より材料の特性変化のデータを着実に蓄積できる材料照射をまず進め、その材料データから有限要素法等により実際の構造体の照射後の特性変化を予測し、形状などを最適化したものを照射する方が確実な道であると考え。

図5はこれまでに原子炉の中性子照射で、ある程度系統的なデータが取られた領域と、DEMO炉のダイバータや第一壁で想定されている照射環境を併記したものである。最近の原子炉照射実験により近々データが得られるであろう領域も合わせて示したが、それでもDEMO炉で想定される重照射領域のデータが足りていないことがわかる。現在の材料試験用原子炉はほとんどが熱中性子の多い混合スペクトル炉であり、Reを生成する核反応が非常に優勢になり、1 dpa程度で純WがW-10%Reになってしまうこともある。そのため、核融合環境に近づけるためにはガドリニウム(Gd)など熱中性子吸収材で照射キャプセルを覆うなどの熱中性子遮へいが必要になる。現在、日米科学技術協力事業核融合分野のPHENIX計画では、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)の高中性子束同位体生産炉(HFIR)を使って、熱中性子遮へいを施したキャプセルを作製し、核変換を抑えてより核融合炉に近い環境での照射実験を進めている。しかし照射量は約1年間の照射でも2 dpa以下で、核融合炉で想定される15-30 dpaという照射量にはまだ届かない。一方、D-Li反応による高エネルギー中性子を使った強力中性子源(IFMIF)計画がITER-BA計画の中で進められている。この環境を使うということも考えられるが、IFMIFではターゲット領域の照射体積が限られていること、IFMIFは既に原子炉で100 dpa近い重照射データを得ている構造材料として使われる低放射化鉄鋼材料において、残されている課題である核変換Heによる脆化評価を中心に、照射に数年以上かけて研究が行われる予定になっている。この材料データは核融合炉の安全性を担保し、建設のライセンス獲得に必須のデータであり、最優先で取り組むべき課題である。Wは鉄鋼材料にくらべて、核融合分野ではいわば「遅れて来た材料」であり、まだまだ基本的な照射データも十分ではない。そのためまずは照射体積が確保できる原子炉の照射機会を積極的に使うことが必要である。しかし世界的にみて、核変換の少な

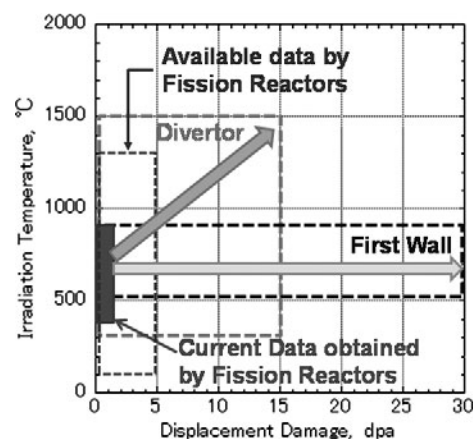


図5 これまで得られたデータ領域と原型炉のダイバータおよび第一壁で想定されている照射環境の比較。

い高速中性子環境で重照射が可能で、温度制御あるいは温度計測が可能な照射設備をもつ材料試験炉は限られている。日本原子力研究開発機構の高速実験炉「常陽」は現在は停止中であるが、世界的に見てもほぼ唯一といってよい貴重な照射施設であり、是非、安全性確認の上で再稼働と、核融合炉の材料試験用にも供されることを願ってやまない。

参考文献

- [1] H. Bolt *et al.*, J. Nucl. Mater. **307-311**, 43 (2002).
- [2] A. Robinson *et al.*, UWFD-1378.
- [3] A. Hasegawa *et al.*, J. Nucl. Mater. **471**, 175 (2016).
- [4] K. Sasaki *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1735 (2013).
- [5] F.W. Wiffen, "Refractory Alloy Technology for Space Nuclear Power Applications", CONF-8308130 (DE84001745) p.252 (1984).
- [6] H. Schults, "Numerical Data and Functional Relationships in Science and Technology", Group III vol. 25, Atomic Defects in Metals, Edt. H.Ullmaier, Springer-Verlag Berlin Heidelberg, p.179 (1991).
- [7] L. R. Greenwood and F. A. Garner, J. Nucl. Mater. **212-215**, 635 (1994).
- [8] J. Motolich *et al.*, Scripta Metallurgica **8**, 837 (1974).
- [9] K. Shibata *et al.*, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol. **39**, 1125 (2002).
- [10] T. Tanno *et al.*, Mater. Trans. **49**, 2259 (2008).
- [11] A. Hasegawa *et al.*, Mater. Trans. **54**, 466 (2013).
- [12] M. Fujitsuka *et al.*, J. Nucl. Mater. **283-287**, 1148 (2000).
- [13] M. Fukuda *et al.*, J. Plasma Fusion Res. **11**, 99 (2015).
- [14] E. Lassner and W. Schubert, Tungsten (Kluwer Academic / Plenum Publishers, New York) p.256 (1999).
- [15] V. N. Chemikov *et al.*, J. Nucl. Mater. **212-215**, 375 (1994).
- [16] M. Fukuda *et al.*, Fusion Sci. Tech. **68**, 690 (2015).
- [17] A. Hasegawa *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 1568 (2014).

小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

5. ダイバータ対向・構造材料と照射影響研究の現状と研究開発

5. Current Status of Irradiation Effects Research and Development on Plasma Facing Materials and Structural Materials of Divertor

5.2 銅合金・フェライト鋼

5.2 Cu Alloys and Ferritic Steel

濱口 大, 谷川 博康

HAMAGUCHI Dai and TANIGAWA Hiroyasu

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2016年10月16日)

核融合炉内機器の中でもっとも厳しい熱負荷を受け、更に核融合中性子照射影響を受けるダイバータの構造材料として銅合金および低放射化フェライト鋼が、それぞれ検討されている。本節ではこれらの材料の開発状況および課題について、特に照射影響に着目しつつ論ずる。

Keywords:

Divertor, structural material, Cu alloy, Reduced activation ferritic/martensitic steel, Irradiation effect

5.2.1 はじめに

ダイバータの冷却管材には、高い除熱性能と熱応力負荷に耐える強度が要求される。一方、原型炉要求を満たすためには一定の耐照射性をも有することが要求される。近年の原型炉ダイバータ概念設計検討においては、ITER ダイバータと同様のWモノブロック構造を維持しつつも、熱負荷が大きく中性子負荷が小さいターゲット部には高熱伝導性を有する銅合金を、熱負荷が小さく中性子負荷が大きいバッフル部には耐熱性と耐照射性を併せ持つ低放射化フェライト鋼を冷却管材として配置する2系統配管を想定することで、原型炉要求を満足するダイバータ概念を構築する試みがなされている[1]。

本節では、この2系統配管原型炉ダイバータ概念設計を参照設計条件としつつ、それぞれの材料について開発の現状と課題を示す。

5.2.2 銅合金

銅は電気伝導率及び熱伝導率と言った物理的特性の良さと耐食性に優れていることより様々な工業的用途で使われている材料である。核融合炉における用途としても高熱負荷が想定されるプラズマ対向部の除熱材としての使用が長年検討されてきている[2, 3]。しかし、純銅は比較的軟らかい金属であり、強度が要求される構造部材としての用途は制限されることや耐照射性の観点より、ITERでは銅合金の活用が古くから検討されてきた[4, 5]。銅を強化する

手法は色々あるが、その手法の一つとして有用なのは、比較的高温まで強度が保たれる合金化である。合金化による強化の主な手法としては、固溶強化と析出強化、分散強化が挙げられる。しかし、銅の合金化はその優れた物理特性を損なう可能性があるため、核融合炉での使用を想定する場合、強度、特に高温での強度だけではなく、除熱性能を損なわない、即ち熱伝導率の低下を極力さける必要がある。更に耐中性子照射特性も考慮しなければならず、これらの性能のバランスが最適となる合金化手法を検討することが重要である。この前述の観点より、1990年代後半にかけてITERダイバータ等の冷却配管や他のヒートシンク材としての用途を想定して数多くの研究が行われ、アルミナ分散強化銅であるGlidCop®と時効析出強化型のCuCrZrが有力な候補材となり、現時点ではコストと破壊靱性の点で優れるCuCrZrが第一候補材となっている。図1は種々の銅合金の熱伝導率と0.2%耐力との関係を示したものである[6]。

時効析出強化型であるCuCrZrの強度発現は加工熱処理に依存し、CrおよびZrの添加による微細で均一な析出物の形成が高強度および延性に寄与する。これらの析出物の形成は、溶体化処理後の急冷によりCrおよびZrの過飽和状態を作り、その後時効熱処理を施すことにより得られるものであるが、その析出形態は溶体化処理後の冷却速度と時効温度に大きく影響される。例えば、CuCrZrでは時効温度が480~550℃で最も効率的に強化されることや、冷却

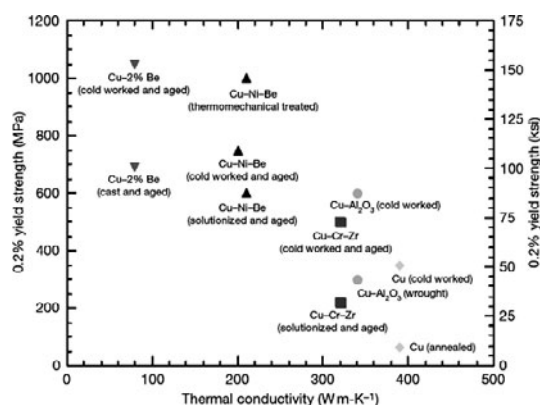


図1 種々の銅合金の熱伝導率と0.2%耐力との関係[6].

速度の低下や過時効により析出物や結晶粒の粗大化および強度の著しい低下がみられることが知られている[7-9]. そのため、加工熱処理条件を厳しくコントロールする必要がある他、使用温度条件についても注意が必要である。また、Cr析出物を粗大化させないためのCr組成比と、延性と硬化に寄与する微細で均一な析出物の形成に寄与するZr組成比の見極めも重要である[6, 10]. CuCrZr合金は一般的な製品として入手可能な合金であるが、各国の規格に合せて比較的幅広い組成と加工熱処理条件を持った製品となっている。したがってITERで用いるものはITERグレードとして組成範囲及び熱処理条件を工業製品より更に細かく規定している[11, 12]. しかし、前述の様な加工熱処理条件の制御は大型製品を製造する際には難しく、製品品質の管理が困難になる可能性がある。例えばITERグレードでは溶体化処理後の急冷に水の使用を推奨しているが、大型溶解物の場合冷却速度が不均一となり、製品品質が担保できない恐れもある。CuCrZr合金は一般的に金型鋳造により溶製されるが、冷却速度の低下に伴い凝固組織が粗大化し、晶出物の局在化によって製品品質が不均一になる事が課題とされている[13]. 図2に示すのはその一例である。また、CuCrZr合金の様な時効析出強化型の合金は、大型構造物を製作する際に必要な接合に伴う再結晶温度を超えるような入熱によって強度特性が損なわれることより、接合後に強度回復の為の再熱処理を施す必要がある。その為、接合温度の最適化や冷却速度の綿密な制御が要求されることとなる。例えば、量子科学技術研究開発機構(旧日本原子力研究開発機構)におけるITER用Wダイバータ開発では、ターゲット部のWモノブロックとCuCrZr冷却管の接合時に、CuCrZr合金の溶体化温度に合わせたろう付け温度980℃を選択し、その後のガス冷却速度を1℃/s以上に制御することで健全な接合とCuCrZr管の強度回復を両立させている[14]. このように、析出強化型合金であるCuCrZrはコンポーネントや素材の製造および使用時の温度に十分な注意を払う必要がある材料である。一方、分散強化型の銅合金はCuCrZrに対して比較的低温に鈍感であることが利点である。分散強化銅に関してはCuCrZrと並んで多くの研究がITERの材料選定時に行われてきたが、破壊靱性の悪さから候補としては外された経緯がある[15-17]. 工業製品として広く知られている分散強化銅はアル

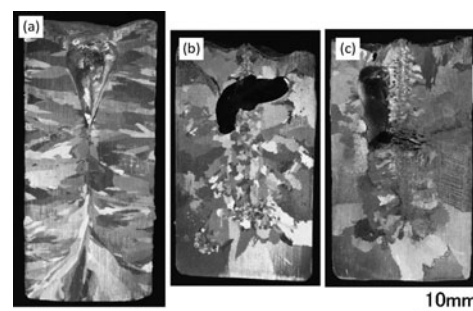


図2 銅合金の凝固組織に及ぼす冷却速度の影響。(a)Cu-0.51%Cr, 冷却速度498 K/min(b)Cu-0.49%Cr, 冷却速度5.9 K/min(c)Cu-0.52%Cr-0.04%Zr, 冷却速度18.5K/min[13].

ミナ分散強化銅のGlidCop[®]であるが、アルミナの分散粒子が溶体化温度近傍まで安定に存在することにより再結晶を阻害し、溶体化温度近傍まで軟化を抑制することが知られている。このため、CuCrZrに比べて高い使用温度を許容することができる他、接合に対しても複雑な制御を必要としないことより、ダイバータの設計如何では検討の余地がある材料である。しかし先にも述べたように、分散強化銅の問題はその破壊靱性の低さにあることより、靱性値の向上をめざした合金の開発が課題である。

銅合金をダイバータの構成部材として使用するには、その中性子照射影響も併せて考慮する必要がある。ここで、考慮すべき主な問題点はスウェリング、照射脆化、そして照射クリープである。スウェリングについては析出強化型のCuCrZrも分散強化銅のGlidCop[®]も純銅に比べて非常に良い耐性を示し、照射温度 $\sim 415^{\circ}\text{C}$ 、150 dpaの照射量でも2%程度であることが確認されている[18-20]. 照射脆化については、いずれの合金も中性子照射による顕著な硬化と、それに伴う加工硬化能の低下がみられるが、CuCrZrは照射脆化の傾向が照射温度に大きく依存する[20]. Fabritsievらは種々の分散強化銅及び析出強化銅に対して、ロシアのSM-2炉を用いて80 $\sim$ 200 $^{\circ}\text{C}$ の温度範囲で約5 dpaまでの中性子照射による引張特性の変化を調べているが、その結果では150 $^{\circ}\text{C}$ 以下で顕著な延性低下がみられ、更にその傾向は0.001 dpaで既に認められ且つ0.1 dpa程度で飽和することを確認している[21]. また、最近の米国のHFIR炉を用いた照射研究でも同様の結果が得られている。図3はLiらの研究による、HFIR炉で照射されたCuCrZrの引張特性の照射量依存性であるが、100 $^{\circ}\text{C}$ 以下、0.1 dpaの照射で加工硬化能の顕著な低下と一様伸びの喪失を確認することができる[22]. 一方、CuCrZrは220 $\sim$ 300 $^{\circ}\text{C}$ の照射温度では硬化および延性劣化が比較的小さく、また300 $^{\circ}\text{C}$ より高温の照射では照射軟化することも明らかとなっている[23-26]. これは照射促進による再結晶温度の低下が一因と考えられており、300 $^{\circ}\text{C}$ 以上での照射クリープへの影響が懸念されている。図4はFabritsievらがまとめた2 $\sim$ 10 dpaの中性子照射を受けたCuCrZrとGlidCop[®]の、降伏強度の変化の照射温度依存性であるが、CuCrZrは300 $^{\circ}\text{C}$ 以上で顕著に軟化しているのに対し、GlidCop[®]は300 $^{\circ}\text{C}$ 以上でも軟化傾向は小さいことがわ

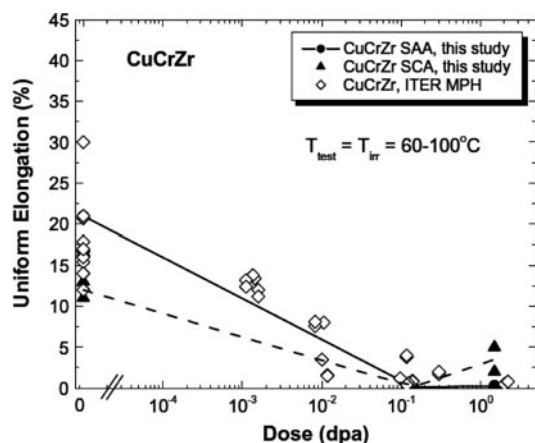


図3 HFIR 炉で照射された CuCrZr の一様伸びと全伸びの照射量依存性[22].

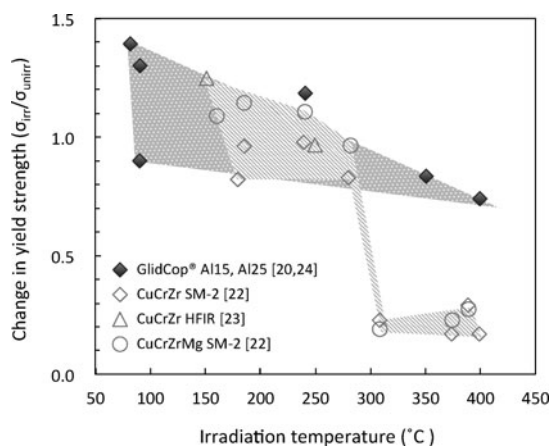


図4 CuCrZr と GlidCop® における降伏強度の変化の照射量依存性[20].

かる。しかし、分散強化銅は照射による破壊靱性値の著しい低下がやはり問題であるのに対し、CuCrZr は低温における引張強度の顕著な劣化に反して照射温度約80℃、1.5 dpa 程度の照射量でも破壊靱性値は大きく低下しない ($J_Q > 200 \text{ kJ/m}^2$) ことが報告されている (図5 参照)[22]。最後に、ダイバータの設計アセスメントにおける重要な指標の一つは疲労またはクリープ疲労特性であるが、銅合金の照射クリープ及び疲労に関するデータはほぼ皆無であることを指摘する。しかし、fcc 金属では顕著な低温照射クリープが生じることが明白であり、照射クリープおよびクリープ疲労に関するデータの取得が喫緊の課題である。Ni および Zn 等の核変換生成元素の影響については評価が少なく、特に Ni は強度および熱伝導特性への影響が大きいと考えられ、今後評価していく必要があると考えられる。

5.2.3 フェライト鋼

低放射化フェライト鋼については、日本で開発が進められる F82H (Fe-8Cr-2W-0.2 V-0.04 Ta-0.1 C) 等の 8~9Cr 系フェライト鋼がブランケット構造材料として開発が進められており、製造実績やデータベースの拡充が図られている。その高温強度は一般的に利用されている 9Cr 系耐熱鋼 (Grade91) 並の強度を示しており[27]、且つ耐照射性につ

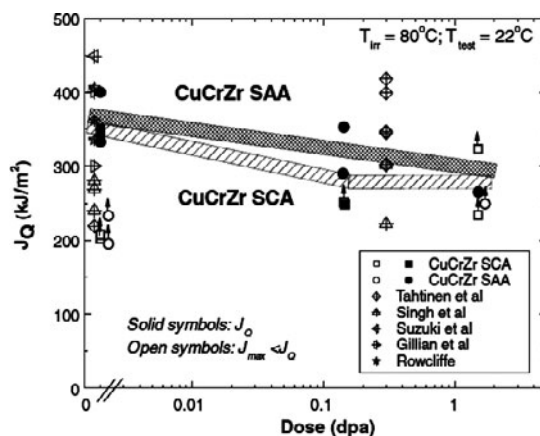


図5 CuCrZr における破壊靱性特性の照射量依存性[22].

いてもデータベースが充実している[28]。一方、その物理特性は本質的に Fe のそれに準じており、よって熱伝導率は銅合金の 1/10 程度しかない[29]。このため、ITER ダイバータと同構造の W モノブロック構造を想定した場合、定常熱負荷条件が最も厳しい (10 MW/m^2) ターゲット部においては、想定使用温度内 (550℃以下) に制限すると、肉厚 0.8 mm の非常に薄い円管でしか設計上成り立たないことになる[30]。これは、ステンレスと比べて耐蝕性に劣る 8Cr 系フェライト鋼の使用を想定する上で十分な腐れ代を確保できないことを意味する。高 Cr フェライト系耐熱鋼の熱伝導率は Cr 量に依存する。すなわち Cr 添加量増加とともに熱伝導率は低下する。例えば Mod.9Cr-1Mo (Grade91) や F82H (Fe-8Cr-2W, V, Ta) の熱伝導率は約 30 W/m/K であるが、2.25Cr-1Mo (Grade22) の熱伝導率は200度で約 40 W/m/K である。このような低 Cr 耐熱鋼ベースの低放射化鋼は 8~9Cr 系の開発初期に並行して検討されたが[31, 32]、非照射靱性が劣る点に加えて400℃照射による脆化が大きかったため[33, 34]、その開発は 8~9Cr 系と比べてあまり活発ではなかった。近年では溶接後熱処理不要の低放射化構造材料として組成を若干変更して開発が進められており[35]、低 Cr であるが故に本質的に劣る腐食性については Si 添加量を増やすことで改善することが期待されている。ただし靱性課題とあいまってダイバータ冷却管材料として利用するには課題が多く、今後の展開を注視する必要がある。

本節では以下に、水冷却を前提とした利用を想定したデータベースが最も充実している低放射化フェライト鋼 F82H について、ダイバータ冷却管として利用する場合の課題について示す。

低放射化フェライト鋼 F82H の中性子照射影響評価においては、板材についてのデータベース整備が進んでいる[36]。強度に対する照射影響としては一般的に300℃では顕著な照射硬化、脆化、および延性喪失を示す一方 (図6)、400℃以上では軟化または緩やかな硬化と、延性喪失を示すことが挙げられる (図7)。特に350℃以下の低温照射による硬化・脆化現象は、フェライト鋼を利用する上での最重要課題として多くの研究が実施されてきた。F82H については、現象そのものを完全になくす事は困難

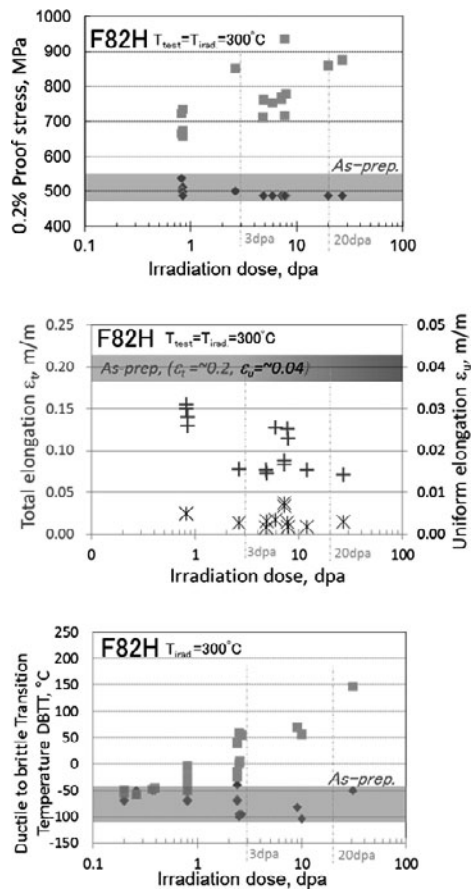


図6 300°C照射されたF82Hの照射後特性変化(上:降伏応力, 中:全伸びおよび均一伸び, 下:シャルピー衝撃試験延性脆性遷移温度)の照射量依存性。

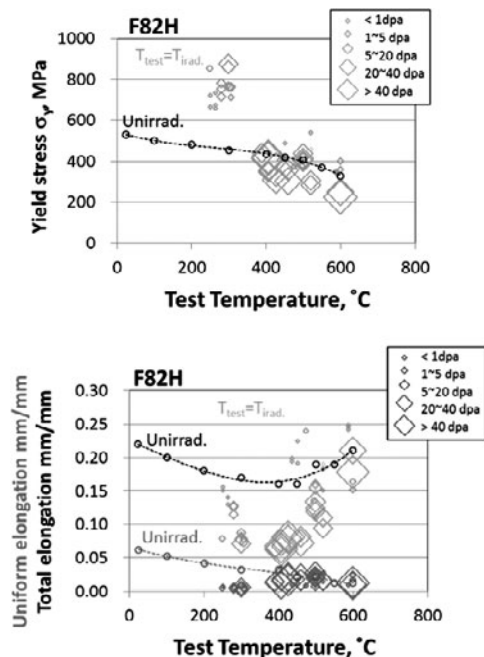


図7 F82Hの照射後引張強度特性(上:降伏応力, 下:均一伸びおよび全伸び)の温度依存性。試験温度は照射温度とおなじ。

ではあるが、Ta添加量を最適化する[37]、あるいは熱処理を最適化することにより[38]、その発現を抑制できる可能性を見出しつつある。一方、全温度範囲に見いだされる延性低下は、き裂先端部の鈍化が期待できなくなることを示唆することから、靱性劣化や疲労き裂進展の加速(疲労寿命低下)として表出することが懸念される。

強度特性変化以外に影響の大きい現象としてボイドスウェリングが挙げられる。特に14 MeV中性子照射による核変換反応によりFeからHeおよびHが生成する環境では420~430°C近辺にスウェリングピークを有すると考えられおり、その温度では20 dpa近傍までは顕著なスウェリングを示さず、その後0.1~0.2%/dpaのスウェリングを示すと考えられている。

物理特性については、非照射特性については一通りの評価が進んでいるが[39]、照射影響については殆ど評価例が無い。特に熱伝導率については核変換反応によりFeからMn, WからOs, Reが生成することから、照射量によってはその影響が懸念される[40]。また、ダイバータでは高効率の除熱機能を確認するため、冷却水速度は5.8~8.0 m/sという高い流動速度が想定されている。このため、流動加速腐食現象の影響が懸念される。PWR条件水による流動加速腐食については顕著な流動加速効果があることが報告されているが[41]、高溶存酸素量条件では抑制される可能性も見出しつつあることから、必ずしも大きな腐食代が必要とは限らない可能性は残されている。現在、照射下(照射後)腐食挙動についてはデータが一切ないことから、除熱性能に尤度を持たせるためには今後さらなるデータ取得が必要と考えられる。

なお、これらの特性評価はすべて板材について実施されたものであり、管材については非照射データも含めて殆どデータベースが整備されていない。焼戻しマルテンサイト組織を有するフェライト鋼の強度は最終熱処理条件が支配的であることから、部材形状依存は小さいと期待できるが今後実証を要する。

このようなF82Hの照射影響を念頭に、F82Hをダイバータ冷却管として利用する場合の使用条件で予想される技術課題を以下に示す。現在設計検討がすすめられている1.5 GW級原型炉では、照射量はバップル部利用で最大7 dpa/fpyであり、使用温度条件は300°C~550°Cの広い温度域が1.5 mmの薄肉円管の径方向に広がると想定される[1]。よって、円管最内側が低温照射を受けることで硬化・脆化し、全体としては延性が劣化する傾向を示すことが予想される。400°C領域はスウェリングの発生が懸念されるが、損傷量が20 dpaを大きく超えるまでダイバータ寿命を設定しない限りは有意な影響はないと考えられる。また、核変換反応による組成変化の影響についても、損傷量が20 dpa程度ならばWからReへの核変換反応量もわずかであり、無視できる可能性が高い。このような条件では、硬化および脆化が進む円管内側の傷や欠陥の影響が顕在化することが最も大きな影響と予想される。

円管内部の傷については、円管製作時の引き抜き傷が残ったもの[42]、または介在物が出ることによる傷

(砂傷)[43]が挙げられる。これらは特に亀裂起点となって韌性劣化や疲労寿命低下をもたらす可能性を有する。即ち、傷周辺が照射硬化するとともに延性劣化することによって、延性を十分有する場合には亀裂先端部で期待できる亀裂鈍化が起これにくくなり、その結果亀裂進展が顕著となる可能性が類推される。ただし、真応力 - 真ひずみ解析では低温照射された F82H においても比較的高照射量まで塑性伸びおよび加工硬化を示していることから、本質的な延性喪失には至っていないと予想され、さらには薄肉円管であることから塑性拘束条件が緩やかであることが予想され、結果として照射特性劣化影響も構造的に緩和できる余地があると考えられている。この他、砂傷については冷却水による局部腐食が進行する可能性を有しているが、一般的に局部腐食は冷却水流速が非常に低速または停留している場合に顕著となる現象であるため、高流速が想定されるダイバータ冷却管では問題になりにくいと予想される。

最後に、銅合金および低放射化フェライト鋼共通の課題として、対向材 (W) との接合課題が挙げられる。ITER ダイバータでは無酸素銅によるろう付け接合が用いられているが、核融合中性子照射環境で使用する場合には適切でないことが予想される。低放射化フェライト鋼 (F82H) と W の接合についても様々な技術の可能性についての検討が進められている段階にとどまっており、今後照射影響評価も含めた開発を進める必要がある。

参考文献

- [1] 鈴木 哲, 朝倉伸幸: 本小特集第 4 章プラズマ・核融合学会誌 **92**, 886 (2016).
- [2] G.J. Butterworth and C.B.A. Forty, J. Nucl. Mater. **189**, 237 (1992).
- [3] S.J. Zinkle and S.A. Fabritsiev, Atomic and Plasma Materials Interaction Data for Fusion (Supplement to the Journal Nucl. Fusion, **5**, 163 (1994).
- [4] ITER Joint Central Team, J. Nucl. Mater. **212-215**, 3 (1994).
- [5] J.W. Davies *et al.*, J. Nucl. Mater. **212-215**, 1353 (1994).
- [6] M. Li and S.J. Zinkle, Comprehensive Nuclear Materials **4**, 667 (2012).
- [7] A.D. Ivanov *et al.*, J. Nucl. Mater. **673**, 307 (2002).
- [8] S.J. Zinkle and W.S. Eatherly, Fusion Materials Semianual Progress Report; DOE/ER-0313/22; Oak Ridge National Laboratory; 1997, p143.
- [9] D.J. Edwards *et al.*, J. Nucl. Mater. **367-370**, 904 (2007).
- [10] N.Y. Tang *et al.*, Mater. Sci. Technol. **1**, 270 (1985).
- [11] G. Kalinin, *et al.*, J. Nucl. Mater. **283-287**, 10 (2000).
- [12] ITER Materials Properties Handbook (MPH), (internal project document distributed to the ITER Participants), 2004.
- [13] 田中慎二: 日本金属学会誌 **74**, 356 (2010).
- [14] 江里幸一郎: プラズマ・核融合学会誌 **92**, 427 (2016).
- [15] V. Barabash *et al.*, J. Nucl. Mater. **367-370**, 21 (2007).
- [16] S. Tahtinen *et al.*, J. Nucl. Mater. **258-263**, 1010 (1998).
- [17] D.J. Alexander *et al.*, J. Nucl. Mater. **271&272**, 429 (1999).
- [18] F.A. Garner *et al.*, J. Nucl. Mater. **191-194**, 386 (1992).
- [19] D.J. Edwards *et al.*, J. Nucl. Mater. **191-194**, 416 (1992).
- [20] S.A. Fabritsiev *et al.*, J. Nucl. Mater. **233-237**, 127 (1996).
- [21] S.A. Fabritsiev *et al.*, Nucl. Mater. **233-237**, 513 (1996).
- [22] Meimei Li *et al.*, J. Nucl. Mater. **393**, 36 (2009).
- [23] S.A. Fabritsiev *et al.*, Fusion Eng. Des. **38**, 459 (1998).
- [24] S.A. Fabritsiev *et al.*, Fusion Eng. Des. **36**, 505 (1997).
- [25] P. Fenici *et al.*, J. Nucl. Mater. **212-215** 399 (1994).
- [26] S.A. Fabritsiev, *et al.*, J. Nucl. Mater. **233-237**, 526 (1996).
- [27] 芝 清之 他: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 187 (2011).
- [28] 濱口 大 他: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 181 (2011).
- [29] T. Hirose *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 1595 (2014).
- [30] 鈴木 哲: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 607 (2011).
- [31] R.L. Klueh, J. Nucl. Mater. **191-194**, 116 (1992).
- [32] A. Kohyama *et al.*, J. Nucl. Mater. **212-215**, 684 (1994).
- [33] R.L. Klueh and D.J. Alexander, ASTM STP **1325**, 911 (1996).
- [34] A. Kohyama *et al.*, J. Nucl. Mater. **233-237**, 138 (1996).
- [35] Y. Yamamoto, Fusion Reactor Material Semiannual Progress Report **58**, 4 (2015 June 30).
- [36] H. Tanigawa *et al.*, to be published in Nucl. Fusion (2016).
- [37] K. Shiba *et al.*, Fusion Sci. Tech. **62**, 145 (2012).
- [38] N. Okubo *et al.*, J. Nucl. Mater. **417**, 112 (2011).
- [39] T. Hirose *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 1595 (2014).
- [40] T. Noda and M. Fujita, J. Nucl. Mater. **233-237**, 1491 (1996).
- [41] M. Nakajima *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES **11**, 69 (2015).
- [42] S.W. Kim *et al.*, J. Nucl. Mater. **367-370**, 568 (2007).
- [43] T. Hirose *et al.*, Fusion Sci. Tech. **52**, 839 (2007).



小特集 原型炉に向けてのダイバータの研究開発課題 -現状と展望-

6. まとめ

6. Final Remark

上田 良夫

UEDA Yoshio

大阪大学大学院工学研究科

(原稿受付：2016年10月16日)

本小特集の最後に、第1章で触れたダイバータ WG の報告書の概要を簡単にまとめる。

(1) ダイバータ機器への熱負荷制御については、プラズマ周辺での放射損失の増加とデタッチメントプラズマの安定な生成が最も重要な課題であり、また、ダイバータ機器については、タングステンプラズマ対向材料-銅合金冷却管-水冷却の概念を主案とし、さらに他の概念についても並行して開発を進めることが望ましい。

(2) 原型炉開発という目標への近接度が明瞭となるような課題設定のためには、それぞれの研究・開発に携わる研究者や技術者が、直接関われるようなレベルまで課題をブレークダウンし、さらにその課題がどのように原型炉開発につながるか、を具体的に示すことが必要である。

(3) 我が国全体として合理性の高い活動を進めるためには、活動の主要部分を総合調整する組織が必要であり、その下で効率的に研究・開発を進めることが必要である。このような総合調整機能を有する組織については、原型炉設計合同特別チームの総合調整グループが検討することが適当と考えられる。また、ダイバータ開発目標の整合性確認と炉設計への適用性の検討、については、この組織が主導的に対処することが適当である。

(4) 最新の情報交換や詳細な議論を行う研究会や作業会の開催には、核融合科学研究所の共同研究と核融合エネルギーフォーラムの枠組み等を利用することが効果的であり、そこに多くの研究者が参加できるような方策を検討する必要がある。

(5) 多くの研究・開発課題の解決には、国際協力によって大型装置の実験データの利用や原子炉照射などを行うことが重要である。このためには、ITPA (国際トカマク物理活動) における国際装置間比較実験、IEA の PWI 協定、日米科学技術協定の枠組み等を利用することが効果的であ

り、多くの研究者がこれらの国際協力研究に参加できるような方策を具体的に検討する必要がある。さらに、これらによる成果を有機的に組み合わせて、原型炉開発研究を戦略的に進めることが必要である。

(6) 海外での共同研究で日本の研究者が主導的に研究を進められるようにするためには、国内研究開発を活性化させ、その成果を起点にして国外における発言力を増すことが必要である。

(7) 以下の5つの項目をダイバータ研究開発を加速させるための重要な方策として提案する。

- 海外における実機実験装置の積極的な利用 (中間 C&R, 2020年頃までの方策)
- 海外共同研究への研究者参加促進策の整備 (前項と関連した内容)
- ダイバータ級定常高密度プラズマ実験装置の整備 (原型炉高密度ダイバータプラズマの基礎過程を研究する装置)
- 中性子照射実験環境の整備と中性子照射材・機器の熱負荷試験施設の整備 (照射研究の推進を目的)
- ダイバータプラズマシミュレーション研究推進のための研究資源の整備 (大型計算機 Helios (BA) が2016年末に停止した後のシミュレーション推進方策)

本小特集を結ぶにあたり、ダイバータ研究開発は、決して核融合炉開発において独立して進められるものではなく、多くの研究開発分野と連携して進める必要があることを強調したい。したがって、核融合研究に携わっておられる方には、自身の仕事に直接的な関わりが少なくてもダイバータ研究開発の本質的な課題や、その解決への取り組みを理解していただき、機会があればその研究開発に関する議論に参加していただけるとありがたいと思う。

小特集執筆者紹介



うえだ よしお
上田 良夫

大阪大学工学研究科、プラズマ・壁材料（特にタングステン）相互作用、ITERのファーストプラズマが退職後になってしまったことに、複雑な思いを持つ今日この頃です。



あさくら のぶ ゆき
朝倉 伸幸

量子科学技術研究開発機構・核融合エネルギー研究開発部門、上席研究員。JT-60Uでダイバータおよび周辺プラズマ物理を研究し、青森・国際核融合エネルギー研究センターにて原型炉概念とダイバータ設計を行っています。下北半島の7年目の冬を迎えました。



ほし の かず お
星野 一生

量子科学技術研究開発機構・核融合エネルギー研究開発部門、主幹研究員。2008年に慶應義塾大学大学院理工学研究科・後期博士課程を修了（博士（工学））。原子力機構・核融合部門の量研機構への移管と同時に、六ヶ所研を離れ那珂研に戻り、周辺・ダイバータプラズマのモデリング・シミュレーション研究を継続中。日頃の運動不足がたたなり、5月に生まれた次男の抱っこで腕の筋肉痛と腰痛を発症中。



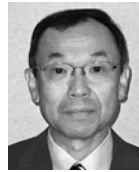
おの の り やす
大野 哲靖

名古屋大学大学院工学研究科教授。核融合周辺プラズマ物理、プラズマ・壁相互作用を研究。最近、子供が吹奏楽で全国大会に出場し、にわかに音楽を聴く機会が増える（自らは楽器は弾けない、当然楽譜も読めない）。新しい指導者が赴任し半年余りの全国出場に驚き。自分の指導力を顧みる日々です。



すず き さとし
鈴木 哲

量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー研究開発部門 ITERプロジェクト部 プラズマ対向機器開発グループ リーダー。筑波大学大学院理工学研究科修了。博士（工学）。ITERのダイバータの開発に手を染めて早27年。ようやく実機の製作を開始できるかというところまで来ました。長かったような短かったような。趣味はロック（プログレ、パンク等）を聴くことと読書（主に漫画、こちらは雑食）。



は せ がわ あきら
長谷川 晃

東北大学工学研究科量子エネルギー工学専攻・教授。84年東北大学工学研究科原子核工学専攻修了（工学博士）後、科学技術庁金属材料技術研究所（現・物質材料研究機構）・研究員を経て、東北大学工学研究科・助教授を経て現職。主な研究分野は原子力・核融合関係の金属・セラミックスなどの材料の照射効果に関する研究。趣味は山野や街角を歩くこととジョギング、写真撮影や工作など。機械いじりをしながらその材料や素材のことをいろいろ考えるのが好きです。



はま ぐち だい
濱口 大

2001年九州大学大学院総合理工学研究科博士課程修了。量子科学技術研究開発機構に於いて金属材料の照射効果について研究中。九州大学での核融合炉構造材料としての鉄鋼材料の研究から一転、スイスのポールシェラー研究所と原子力機構にて核破砕中性子源用材料の研究を行った後、核融合炉用材料の研究に復帰。現在、ブランケット構造材料としての低放射化フェライト鋼と、ダイバータ用途としての銅合金の開発に携わっている。核融合炉発電の実現は人類最大のテーマの一つと認識し、それに向けて日々努力していく所存である。



たに がわ ひろ やす
谷川 博康

量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー研究開発部門 核融合炉材料研究開発部 核融合炉構造材料開発グループ リーダー。1998年京都大学大学院工学系研究科原子力工学専攻博士課程修了博士（工学）。核融合炉構造材料開発を担当。ダイエットと体力向上をめざして少しずつ運動しているものの、小さな故障を連発して体力低下を防ぐのに精一杯な状況に、年齢を実感する今日この頃です。